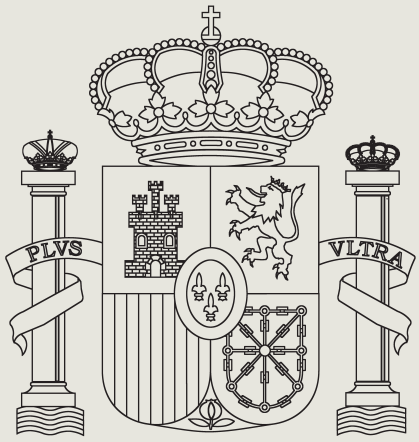
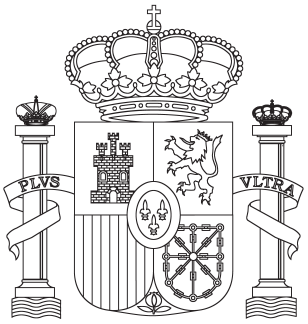


ESPAÑA

Convención sobre Seguridad Nuclear

Séptimo Informe Nacional



ESPAÑA

Convención sobre Seguridad Nuclear

Séptimo Informe Nacional

Agosto 2016

© Copyright 2016, Consejo de Seguridad Nuclear

Edita y distribuye:
Consejo de Seguridad Nuclear
C/ Pedro Justo Dorado Dellmans, 11. 28040 Madrid (España)
www.csn.es
peticiones@csn.es

Imprime: Cofás, S. A.

Depósito Legal: M-27.805-2016

Índice

I INTRODUCCIÓN 1

II CUMPLIMIENTO DE LAS OBLIGACIONES DE LA CONVENCIÓN 5

Artículo 6. Instalaciones nucleares existentes 5

6.1 Panorama general de las cuestiones importantes relacionadas con la seguridad, comprendidos los sucesos ocurridos en las instalaciones nucleares 5

6.2 Panorama general de los programas y medidas previstos para la mejora continua de la seguridad de las instalaciones 9

6.3 Identificación de aquellas instalaciones para las que existan decisión de cierre 12

6.4 Posición respecto a la continuación de la operación de las centrales 13

6.5 Declaración de Viena 13

Anexo 6 A: Características básicas de las centrales nucleares españolas 15

Artículo 7. Marco legal y reglamentario 19

7.1 Establecimiento y mantenimiento del marco legislativo y regulador 19

7.2 Requerimientos nacionales y regulación en materia de seguridad nuclear 22

7.3 Sistema de licenciamiento 24

7.4 Sistema regulador asociado a la inspección y proceso sancionador 25

7.5 Cumplimiento de la regulación aplicable a las licencias 28

Artículo 8. Organismo regulador 29

8.1 Establecimiento del organismo regulador 29

8.2 Situación del organismo regulador 39

8.3 Coordinación entre el Minetur y el Consejo de Seguridad Nuclear 39

Artículo 9. Responsabilidad del titular de la licencia 41

9.1 Legislación por la que se asigna la responsabilidad primordial de la seguridad a los titulares de las licencias 41

9.2 Descripción de los principales medios por los que el titular de la licencia cumple la responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad 41
9.3 Descripción de los mecanismos por los que el organismo regulador asegura que el titular cumple con su responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad 42
9.4 Descripción de los mecanismos por los que el titular de la licencia mantiene una comunicación abierta y transparente con el público 43
9.5 Mecanismo que permite asegurar que el titular de la licencia de la instalación tenga recursos (técnicos, humanos y financieros) y atribuciones apropiados para la gestión eficaz en el emplazamiento de un accidente y la mitigación de sus consecuencias 44
9.6 Declaración de Viena 44

Artículo 10. Prioridad de la seguridad 45

10.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios en cuanto a las políticas y los programas que debe aplicar el titular de la licencia para dar prioridad a la seguridad en las actividades de diseño, construcción y explotación de instalaciones nucleares 45
10.2 Medidas adoptadas por los titulares de la licencia para poner en práctica disposiciones sobre medidas de la seguridad, ejemplos de buenas prácticas y logros en el ámbito de la cultura de seguridad 47
10.3 Procesos reguladores para el seguimiento y supervisión de las disposiciones aplicadas por los titulares de la licencia para dar prioridad a la seguridad 47
10.4 Medidas utilizadas por el organismo regulador para priorizar la seguridad en sus propias actividades 47
10.5 Declaración de Viena 49

Artículo 11. Recursos financieros y humanos 51

11.1 Recursos financieros 51
11.2 Recursos humanos 51
11.3 Declaración de Viena 56

Artículo 12. Factores humanos 57

12.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios a fin de tener en cuenta factores humanos y de organización para la seguridad de las instalaciones nucleares 57
12.2 Consideración de los factores humanos en el diseño y modificaciones ulteriores 57
12.3 Métodos y programas del titular de la licencia para analizar, prevenir, detectar y corregir errores humanos en la explotación y mantenimiento de las instalaciones nucleares 58
12.4 Autoevaluación de cuestiones administrativas y organizativas por la entidad explotadora 59
12.5 Disposiciones para obtener información sobre la experiencia relacionada con los factores humanos y aspectos organizativos 59
12.6 Actividades de examen y control regulador 60
12.7 Declaración de Viena 60

Artículo 13. Garantía de calidad 61

13.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios para los programas de garantía de calidad, los sistemas de gestión de la calidad o los sistemas de gestión de los titulares de las licencias 61
13.2 Situación respecto de la puesta en práctica de sistemas integrados de gestión en las instalaciones nucleares 61
13.3 Elementos principales de un programa de garantía de calidad, sistema de gestión de calidad o sistema de gestión típico que abarque la totalidad de los aspectos de la seguridad durante toda la vida útil de la instalación nuclear, incluida la realización por los contratistas de actividades relacionadas con la seguridad 61
13.4 Programas de auditoría de los titulares de las licencias 62
13.5 Auditorías de los vendedores y suministradores por parte de los titulares de las licencias 62
13.6 Actividades de examen y control regulador 62

Artículo 14. Evaluación y supervisión de la seguridad 65

14.1 Evaluación de la seguridad 65
14.2 Verificación de la seguridad 74
14.3 Declaración de Viena 78
Anexo 14.A: Instrucciones Técnicas Complementarias emitidas a CN Trillo asociadas al condicionado de la autorización de explotación . 81

Artículo 15. Protección radiológica 93

15.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios referentes a la protección radiológica de las instalaciones nucleares 93

15.2 Expectativas en materia de reglamentación respecto de los procesos del titular de la licencia destinadas a optimizar las dosis de radiación y aplicar el principio Alara 93

15.3 Ejecución de programas de protección radiológica por los titulares de la licencia 94

15.4 Actividades de examen y control regulador 96

Anexo 15.A: Información relativa a la dosimetría personal incluida en el informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado, correspondiente al año 2015 99

Anexo 15.B: Limitación, vigilancia y control de vertido de sustancias radiactivas en las centrales nucleares españolas 103

Anexo 15.C: Programas de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares españolas 107

Artículo 16. Preparación para casos de emergencia 111

16.1 Planes de emergencia y programas 111

16.2 Información al público y a los Estados vecinos 118

Artículo 17. Selección de un emplazamiento 121

17.1 Evaluación de factores relacionados con el emplazamiento .. 121

17.2 Repercusiones de la instalación para las personas, la sociedad y el medioambiente 122

17.3 Reevaluación de factores relacionados con el emplazamiento . 124

17.4 Consulta con otras Partes Contratantes potencialmente afectadas por la instalación 127

17.5 Declaración de Viena 128

Artículo 18. Diseño y construcción 129

18.1 Aplicación de la defensa en profundidad 129

18.2 Incorporación de tecnologías y metodologías de validez probada 136

18.3 Diseño para explotación fiable, estable y controlable con especificaciones relativas a factores humanos y las interfases hombre-máquina 139

18.4 Declaración de Viena 140

Artículo 19. Explotación 143

19.1 Autorización Inicial 143
19.2 Límites de operación y condiciones 143
19.3 Procedimientos para la explotación, mantenimiento, inspección y ensayos 145
19.4 Procedimientos de respuesta a incidentes operacionales y accidentes 148
19.5 Ingeniería y apoyo técnico 152
19.6 Notificación de incidentes de importancia para la seguridad. 155
19.7 Intercambio de información sobre experiencia operativa 158
19.8 Gestión de combustible gastado y residuos radiactivos en el emplazamiento 164
19.9 Declaración de Viena 168

Anexo 19A: Dictamen técnico genérico sobre la renovación de la autorización de explotación 169

Anexo 19B: Límites y condiciones asociados a la renovación de la autorización de explotación 173

III CONCLUSIONES 179

Anexo I: Información sobre aplicación de los principios de la Declaración de Viena 187

I. Introducción

Presentación del Informe

El presente documento constituye el Séptimo Informe Nacional de España para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de la Convención sobre Seguridad Nuclear, hecha en Viena el 20 de septiembre de 1994, de acuerdo con lo establecido en los artículos 5, 20, 21 y 22 de dicha Convención. Su contenido comprende los datos y circunstancias habidos desde enero de 2013 hasta diciembre de 2015, incluyendo solo información de importancia excepcional posterior a esta fecha.

Elaboración del Informe

La elaboración del informe es responsabilidad del Consejo de Seguridad Nuclear, único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica del Estado español, independiente del Gobierno y dependiente exclusivamente del Parlamento español. En la elaboración del informe han contribuido, en cumplimiento de los compromisos adoptados durante la segunda reunión de revisión, los titulares de las centrales nucleares españolas, coordinados por la Asociación Española de la Industria Eléctrica (Unesa), y también el Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur).

El informe se ha redactado siguiendo la misma estructura del articulado del capítulo 2 "Obligaciones", del texto de la Convención, comenzando desde el artículo 6. En cada artículo se ha incluido la información relevante sobre el contenido de cada obligación, distinguiendo las actividades del titular de las del organismo regulador, cuando es de aplicación, y una breve valoración del grado de cumplimiento en España de los requisitos establecidos en el mismo.

Se ha añadido un capítulo de conclusiones que repasa los compromisos adquiridos en la sexta reunión de revisión, tal y como se solicitaba en las directrices, además de señalar los retos de futuro y las iniciativas que está previsto poner en marcha en el futuro próximo.

El Informe nacional incluye varios anexos que amplían y detallan la información sobre lo descrito en el articulado.

El contenido y alcance de este séptimo informe de la Convención está basado en las recomendaciones establecidas en el apartado C de la Circular Informativa sobre Directrices relativas a los informes nacionales prescritos por la Convención sobre Seguridad Nuclear (INFCIRC/572/Rev. 5 de 2 de febrero de 2015). Este documento fue adoptado por las Partes Contratantes de la Convención en su sexta reunión de revisión celebrada en el año 2014.

Este informe también incluye los compromisos adoptados por las Partes Contratantes, identificados en el Informe resumen de la sexta reunión de revisión, así como los compromisos adoptados por las Partes Contratantes en la Conferencia Diplomática celebrada en el año 2015, y cuyo resultado culminó en la denominada Declaración de Viena.

Descripción básica del programa nuclear español y de la energía nuclear en la política energética nacional

En España se encuentran en explotación ocho reactores nucleares de agua ligera, situados en seis emplazamientos, que suponen una potencia instalada de 7.864,7 MWe, lo que representa el 7,3% de la potencia total de generación eléctrica instalada, y una contribución en torno al 20%

al total de la producción nacional. Seis de las unidades son reactores de agua a presión (PWR) y las dos restantes son reactores de agua en ebullición (BWR). La vida media de las unidades actualmente operativas en España es de unos 31 años.

Una de las unidades BWR, Santa María de Garoña, se encuentra, desde el 6 de julio de 2013, en situación administrativa de cese de explotación, habiendo solicitado en mayo de 2014 la renovación de la autorización de explotación. A la fecha de redacción del presente informe, este procedimiento de renovación está pendiente del informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear.

Por otra parte, en España existen actualmente dos reactores en desmantelamiento. La central nuclear José Cabrera cesó su explotación en el año 2006, en 2010 se transfirió su titularidad a Enresa (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos) y se le otorgó la autorización para la ejecución de su desmantelamiento, proceso que está previsto que finalice en 2018. Por su parte, la central nuclear Vandellós I, que cesó su explotación en 1989, tras alcanzar el nivel 2 de desmantelamiento en el año 2003 se encuentra actualmente en fase de latencia.

La política española en materia energética tiene como objetivo garantizar la seguridad de suministro, la mejora de la competitividad de la economía española y el cumplimiento de los objetivos medioambientales, buscando una contribución equilibrada y diversificada de las distintas fuentes de energía disponibles.

Por ello, dado que España es uno de los Estados miembros de la Unión Europea con una mayor dependencia energética del exterior, el Gobierno español considera que mientras las centrales nucleares actualmente en funcionamiento en nuestro país cumplan con los requisitos que, en materia de seguridad, les sean impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear y sus titulares consideren de interés su explotación, éstas deben seguir contribuyendo a la seguridad del suministro energético, la optimización de los costes energéticos y la reducción de la emisión de gases de efecto invernadero.

Por lo que se refiere al ciclo de combustible, desde el Plan Energético Nacional de 1983 el combustible gastado se considera residuo y no se contempla la opción de reprocesado, con la única excepción de la central Vandellós I por motivos técnicos.

Conferencia Diplomática de la Convención sobre Seguridad Nuclear

En Diciembre de 2013, de acuerdo con el articulo 32(3) de la Convención sobre Seguridad Nuclear, la Confederación Suiza remitió al Director General del OIEA, como depositario de dicha Convención, una propuesta para enmendar el artículo 18 de la Convención, INFCIRC/449. El depositario comunicó dicha propuesta a las Partes Contratantes el día 19 de diciembre de 2013.

Durante la sexta reunión de revisión de la Convención llevada a cabo del 24 de marzo a 4 de abril de 2014, las Partes Contratantes presentes y votantes, decidieron por dos tercios de mayoría llevar a cabo una Conferencia Diplomática que debía ser organizada dentro del periodo de un año, para considerar la propuesta presentada por Suiza. Asimismo, las Partes Contratantes de la Convención requirieron al Director General del OIEA, como Depositario, organizar una reunión de consulta abierta a todas las Partes Contratantes para intercambiar visiones y preparar la adopción de las reglas de procedimiento. Esta reunión se llevó a efecto el día 15 de octubre de 2014 en la sede del OIEA en Viena.

La Conferencia Diplomática se llevó a cabo el día 9 de Febrero de 2015 en la sede del OIEA en Viena. Como resultado de esta Conferencia las Partes Contratantes aprobaron la Declaración de Viena sobre Seguridad Nuclear. Además las Partes Contratantes decidieron que *los principios que conforman dicha Declaración deberían reflejarse en las acciones de las Partes Contratantes, en particular durante la elaboración de sus informes sobre la aplicación de la Convención, especialmente en lo que se refiere al artículo 18, así como otros artículos pertinentes, incluidos los artículos 6, 14, 17, y 19, empezando por los informes nacionales que las Partes Contratantes presentaran para su consideración durante la Séptima reunión de examen de la Convención sobre Seguridad Nuclear.*

España, como Parte Contratante de la Convención sobre Seguridad Nuclear, adoptó la Declaración de Viena y en respuesta a los compromisos alcanzados durante la citada Conferencia Diplomática ha incluido en su séptimo informe nacional información sobre el cumplimiento de los principios de seguridad adoptados. Esta información se ha incluido en cada uno de los artículos del informe pertinentes bajo el epígrafe de "Declaración de Viena sobre Seguridad Nuclear" y adicionalmente se ha incluido un Anexo dedicado a presentar de forma integrada las actuaciones realizadas por España en respuesta a los principios de dicha Declaración.

II. Cumplimiento de las Obligaciones de la Convención

Artículo 6. Instalaciones nucleares existentes

En este artículo se describen los temas de seguridad y programas de mejora más relevantes que se han desarrollado desde el último informe nacional dentro del parque de centrales nucleares españolas. En el anexo 6.A se incluyen los datos actualizados de las instalaciones nucleares existentes en España incluidas en el ámbito de la Convención.

6.1 Panorama general de las cuestiones importantes relacionadas con la seguridad.

Central nuclear Almaraz I y II

El día 7 de junio de 2010, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio concedió a la central una renovación de su Autorización de Explotación (AE) por un período de 10 años. La AE incluía requisitos para implantar una serie de mejoras de seguridad, algunas de las cuales se exponen en el apartado 6.2.

Durante el período que abarca este informe el titular ha notificado 31 sucesos, 29 de los cuales han sido clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), y dos (el mismo suceso en cada unidad), relativos al incumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y alteración de registros de forma reiterada en las rondas horarias de protección contra incendios (PCI), han sido clasificados como nivel 1. En aplicación de los procedimientos del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) de respuesta ante sucesos destacados, en febrero y abril de 2015 se realizaron dos inspecciones monográficas en relación con estos dos sucesos clasificados como nivel 1. Adicionalmente se ha iniciado el correspondiente proceso sancionador por incumplimiento de las ETF y alteración de registros.

En este período se han producido cuatro paradas automáticas no programadas (tres en la unidad I y una en la unidad II) y dos paradas programadas para revisión y cambio de la excitatriz del generador principal en la unidad I y en la unidad II. La causa fue mal funcionamiento del sistema de regulación de la excitatriz debido a la producción de sobretensiones en el regulador de la excitatriz.

Adicionalmente, en aplicación de los procedimientos del SISC de respuesta ante sucesos destacados se han realizado las siguientes inspecciones específicas:

Año 2013:

— Inspección reactiva sobre el suceso nº 13/001 "Señal de inyección de seguridad por variación de presión en el generador de vapor 3".

— Inspección suplementaria sobre hallazgo "blanco" relativo al uso de elementos de clase comercial en posiciones de seguridad.

— Inspección especial en relación con el problema de corrosión detectado en el sistema de agua de servicios esenciales.

Año 2014:

— Inspección sobre el hallazgo "blanco" relativo a fallos repetitivos en las bombas del sistema de agua de servicios esenciales.

— Inspección por superación del umbral en el indicador I1 de paradas instantáneas del reactor no programadas por cada 7.000 horas de reactor crítico.

— Inspección especial relacionada con los niveles de tanques de seguridad.

— Inspección reactiva a consecuencia de los sucesos referentes a la falta de garantía de la desconexión de cargas en las barras de salvaguardia con señal de inyección de seguridad y mínima tensión.

Año 2015:

— Inspección reactiva sobre las incidencias encontradas en las pruebas de los generadores diésel 4 y 5.

— Inspección monográfica para comprobación de contajes de trabajadores en el contador de radiactividad corporal. Los hallazgos encontrados en la inspección fueron objeto de apercibimiento.

El objeto de estas inspecciones ha sido asegurar que el titular determina con claridad el alcance y extensión de la problemática que las originó, se identifican y comprenden las causas que originaron o contribuyeron a estos problemas y se identifican y aplican las acciones correctivas para corregir el problema y evitar que se repita.

El titular por su parte, ha identificado las causas de las incidencias mencionadas y ha establecido las acciones correctoras oportunas.

Central nuclear Ascó I y II

El día 27 de septiembre de 2011, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio concedió a la central una renovación de su AE por un período de 10 años. . La AE incluía el requisito de introducir una serie de mejoras de seguridad que se exponen en el apartado 6.2.

Durante el periodo objeto de este informe, el titular ha notificado 35 sucesos, habiendo sido clasificados todos como nivel 0 en la Escala INES.

En este período se ha producido una parada automática por actuación de las protecciones del alternador y dos paradas no programadas, una debida a una inoperabilidad de la bomba de carga "A" y otra por inoperabilidad de los generadores diésel de emergencia (GDE) debida a anomalías en el par de apriete de algunos de los pernos de sujeción de los soportes de tuberías de aire de admisión a los GDE.

En aplicación de los procedimientos del SISC de respuesta ante sucesos destacados se han realizado las siguientes inspecciones específicas:

— Inspección reactiva sobre los sucesos 14-007 (actuación automática de la inyección de seguridad durante la realización de la prueba funcional del interruptor de disparo del reactor) y 14-008 (entrada en Modo de Operación 3 con la lógica de actuación automática de rociado y de aislamiento de contención fase 2 inhibidas, durante la fase de arranque tras la recarga).

— Inspección reactiva sobre el suceso 14-004 (incorrecta colocación de un puente en canales de disparo del reactor).

— Inspección reactiva sobre anomalías en la línea de la balsa de salvaguardias a las torres de refrigeración del sistema de agua de servicios de salvaguardias tecnológicas.

El objeto de estas inspecciones ha sido asegurar que el titular determina con claridad el alcance y extensión de la problemática que las originó, se identifican y comprenden las causas que originaron o contribuyeron a estos problemas y se identifican y aplican las acciones correctivas para corregir el problema y evitar que se repita.

El titular por su parte, ha identificado las causas de las incidencias mencionadas y ha establecido las acciones correctoras oportunas.

Central nuclear Cofrentes

El día 10 de marzo de 2011, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio concedió a la central una renovación de su AE por un período de 10 años. . La AE incluía requisitos para implantar una serie de mejoras de seguridad, algunas de las cuales se exponen en el apartado 6.2.

La central ha funcionado a potencia nominal sin incidencias significativas, produciéndose tres paradas programadas y ninguna parada no programada. En este periodo el titular ha comunicado 17 sucesos notificables, ninguno de los cuales ha sido clasificado por encima del nivel 0 en la Escala INES. Tras cada uno de los sucesos ocurridos, el titular analizó y propuso las acciones correctivas de forma efectiva.

La parada programada para la recarga de combustible nº 19 tuvo lugar entre los días 22 de septiembre y 31 de octubre de 2013 y transcurrió de acuerdo con las actividades planificadas.

El día 26 de abril de 2015 se realizó una parada programada de la central para sustituir un elemento combustible.

En septiembre de 2015 se realizó la parada programada de la central para llevar a cabo la recarga de combustible nº 20. La recarga transcurrió de acuerdo con las actividades planificadas. Las modificaciones más significativas han sido la sustitución del regulador de velocidad del GDE de la división III, la modernización del sistema de control de agua de alimentación y la instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos en el pozo seco.

Central nuclear Trillo

El día 17 de noviembre de 2014, el Ministerio de Industria, Energía y Turismo concedió a la central una renovación de su AE por un período de 10 años. La AE incluye el requisito de introducir una serie de mejoras de seguridad que se exponen en el apartado 6.2.

Durante este periodo CN Trillo ha estado operando con normalidad y el titular ha notificado 18 sucesos, ninguno de los cuales ha sido clasificado por encima del nivel 0 en la Escala INES.

Tras cada uno de los sucesos ocurridos, el titular analizó y propuso las acciones correctivas de forma efectiva.

Un aspecto significativo en este periodo ha sido la resolución del problema de utilización de componentes de grado comercial en posiciones de seguridad sin haber sido sometidos al adecuado proceso de dedicación. Como consecuencia de este problema, hasta el tercer trimestre de 2013 CN Trillo estuvo dentro de la matriz de acción del SISC en la columna "respuesta reguladora", debido al hallazgo "blanco" (importancia para la seguridad entre baja y moderada) sobre la utilización de componentes de grado comercial en posiciones de seguridad sin haber sido sometidos a un proceso de dedicación. Esta problemática fue descubierta por el CSN en una inspección en el año 2011 y ocasionó numerosas actividades por parte del titular y del CSN. El titular ha reestructurado el proceso de gestión de suministros y repuestos, lo que ha conllevado entre otras acciones, la creación de una nueva dirección en la organización de CN Trillo. Por otro lado, el CSN ha realizado varias inspecciones y evaluaciones con objeto de verificar la eficacia de las acciones del titular para resolver el problema.

La operación a potencia de CN Trillo sufre los efectos de un ruido neutrónico real desde el inicio de su explotación.

Con motivo del aumento del enriquecimiento del año 2003 y posteriormente con la introducción de elementos combustibles HTP, la amplitud de dicho ruido a fin de ciclo alcanzó valores por encima de los valores de tarado del sistema de limitación, lo que produjo señales de sobrepotencia (en el caso de amplitud positiva) o de caída de barra de control (en el caso de amplitud negativa).

Para evitar la aparición de señales de caída de barra provocadas por el ruido, CN Trillo solicitó (y se le autorizó) elevar el tarado de la señal de reducción de potencia por posible caída de barra

de control, con lo que dichas actuaciones desaparecieron. Para evitar actuaciones del sistema de limitación provocadas por el ruido, CN Trillo solicitó la posibilidad de elevar hasta el ± 8% el valor del filtro de la señal de flujo neutrónico; está solicitud fue informada favorablemente por el CSN en marzo de 2015.

En paralelo a estos procesos de licenciamiento, el Consejo ha requerido a CN Trillo que caracterice y encuentre las causas por las que la amplitud de la señal de ruido ha ido aumentando progresivamente. A finales del año 2013 el CSN solicitó al Titular que presentara un informe exhaustivo de la situación y del conocimiento alcanzado sobre la fenomenología del ruido neutrónico, en el que se tengan en cuenta todos los requisitos recogidos en anteriores requerimientos, al objeto de que el CSN pueda realizar su evaluación detallada en el marco de la Revisión Periódica de seguridad asociada a la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación.

Dada la naturaleza del problema, llegar actualmente a una explicación final que permita adoptar las acciones necesarias para eliminar o reducir de forma considerable la amplitud del ruido neutrónico resulta muy difícil; no obstante el CSN valora positivamente las acciones realizadas por el titular, y considera el problema de ruido neutrónico en CN Trillo acotado y resuelto desde el punto de vista de la seguridad de la planta.

A partir del último trimestre de 2013, una vez verificada la eficacia de las acciones de CN Trillo, el CSN situó nuevamente a esta central en la columna "respuesta del titular" dentro de la matriz de acción del SISC. Esto significa que los procesos de la planta son eficaces para detectar cualquier desviación en la seguridad y que el CSN realiza una supervisión de la seguridad mediante inspecciones planificadas.

Central nuclear Vandellós II

El día 21 de julio de 2010, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio concedió a la central una renovación de su AE por un período de 10 años. La AE incluía requisitos para implantar una serie de mejoras de seguridad, algunas de las cuales se exponen en el apartado 6.2.

Durante el período que abarca este informe todos los sucesos notificables registrados (32 en total) han sido clasificados como nivel 0 en la Escala INES.

En este período se han producido ocho incidentes de pérdida de suministro eléctrico exterior (PSE) de los cuales cuatro provocaron la parada automática del reactor y adicionalmente se produjeron dos paradas automáticas no programadas del reactor; en todas ellas el sistema de protección del reactor actuó de acuerdo a diseño.). De los ocho PSE cuatro fueron ocasionados por fenómenos meteorológicos (tormentas) de la zona del emplazamiento.

Sobre estos incidentes, en aplicación de los procedimientos del SISC de respuesta ante sucesos destacados, el CSN ha realizado las siguientes inspecciones específicas:

— Inspección reactiva motivada por la parada automática del reactor causada por la pérdida de la línea de 400 kV, que de forma no prevista dio origen a la activación de la lógica de protección del transformador auxiliar de la unidad.

— Inspección para revisar el estado de las modificaciones y acciones subsiguientes al incidente de pérdida de la línea de suministro eléctrico exterior de 400 kV antes mencionado, revisar algunos aspectos relativos a sistemas eléctricos y de instrumentación, así como presenciar pruebas sobre dichos sistemas.

— Inspección para analizar las causas y las circunstancias acerca del suceso ocurrido en una válvula de alivio del presionador.

El objeto de estas inspecciones ha sido asegurar que el titular determina con claridad el alcance y extensión de la problemática que las originó, se identifican y comprenden las causas que originaron o contribuyeron a estos problemas y se identifican y aplican las acciones correctivas para corregir el problema y evitar que se repita.

El titular, por su parte, ha identificado las causas de los incidentes mencionados y ha establecido las acciones correctoras oportunas.

6.2 Panorama general de los programas y medidas previstos para la mejora continua de la seguridad de las instalaciones

Central nuclear Almaraz I y II

La AE incluye varias condiciones relativas a programas y actuaciones específicas para la mejora de la seguridad de la central, resultantes de la evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) y la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) (información relativa a la NAC en el artículo 14.2.3); ambos procesos fueron soporte de la solicitud de renovación de la AE.

El desarrollo de algunas de estas condiciones se ha llevado a cabo en el periodo del informe actual; entre éstas se pueden destacar las siguientes:

- Instalación de los Paneles de Parada Alternativa en las unidades I y II, para garantizar la parada segura tras un incendio en la sala de cables o en la sala de control.
- Mejoras de los sistemas de filtración y ventilación de diversos edificios de la central, entre las que se incluye la instalación de un nuevo tren redundante en cada unidad para el edificio de combustible gastado.
- Mejoras en los sistemas de protección de edificios contra descargas atmosféricas.
- Mejoras en la separación física y aislamiento eléctrico de circuitos de clase nuclear.
- Mejoras en los programas de gestión del envejecimiento de cara a la próxima renovación de la AE.

En los apartados 18.1.4, 18.1.5 y 18.1.6. se detallan mejoras en la seguridad y en los diseños, algunas de las cuales son adicionales a las que se derivan de la RPS-NAC.

Actualmente el CSN está llevando a cabo la evaluación de la solicitud del titular de transición a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), conforme al estándar NUREG-1431, Rev.4.

Central nuclear Ascó I y II

La AE contiene condiciones relativas a los programas para la mejora continua de la seguridad establecidas por el CSN, entre las que se pueden destacar el requisito de culminar en 2012 la implantación completa del Plan Procura (Plan de Refuerzo Organizativo Cultural y Técnico), puesto en marcha para afrontar las causas raíces del suceso de liberación de partículas radiactivas en áreas exteriores a zona controlada de la Unidad I, notificado al CSN el día 4 de abril del 2008, que ya se expuso en el Quinto Informe de la Convención de Seguridad Nuclear. En diciembre de 2012 el titular remitió el informe de implantación del Procura el cual incluye la valoración de la eficacia de las acciones implantadas.

Una vez implantado el Procura, el titular ha realizado en el primer trimestre del 2013 un proceso independiente de verificación de la eficacia orientado a determinar la efectividad de las acciones que ha implantado para resolver o prevenir la recurrencia de las debilidades con las que partió. De este proceso se derivan medidas de integración y ajustes de lo implantado, donde se requieran, así como medidas de sostenibilidad del cambio cultural de Asociación Nuclear Ascó-Vandellós II (ANAV), recogidas en el informe de resultados de esta verificación de eficacia remitido al CSN en junio de 2013.

El CSN ha realizado el seguimiento del avance, implantación y valoración de la eficacia de las acciones implantadas mediante inspecciones, y finalmente ha apreciado favorablemente el informe de cierre del Procura con fecha 1 de octubre de 2014.

Adicionalmente, la AE incluye varias condiciones resultantes de la evaluación de la RPS y la NAC; ambos procesos fueron soporte de la solicitud de renovación de la AE. En relación con dichas condiciones el titular ha tomado las siguientes medidas:

- Sustitución del sistema de ordenador de proceso SAMO-SPDS (Sistema de apoyo mecanizado a la operación – Safety Parameter Display System) por otro de tecnología actualizada.
- Revisión de la cualificación y obsolescencia de repuestos de equipos de clase nuclear.
- Mejoras en las válvulas de alivio del presionador (cualificación ambiental).
- Mejoras en las ETF en relación con el aislamiento de la purga de la contención.
- Reanálisis de la capacidad de parada segura de la central en caso de abandono de sala de control.
- Mejoras en los sistemas ventilación, temperatura de la piscina de combustible gastado y sistema de corriente continua de Clase 1E.
- Mejora de la gestión de accidentes severos.

En los apartados 18.1.4, 18.1.5 y 18.1.6. se detallan mejoras en la seguridad y en los diseños, algunas de las cuales son adicionales a las que se derivan de la RPS-NAC.

Actualmente el CSN está llevando a cabo la evaluación de la solicitud del titular de transición a las ETFM, conforme al estándar NUREG-1431, Rev.4.

Central nuclear Cofrentes

La AE incluye varias condiciones relativas a programas y actuaciones específicas para la mejora de la seguridad de la central, resultantes de la evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) y la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) ambos procesos fueron soporte de la solicitud de renovación de la AE.

Como consecuencia de la RPS el titular está llevando a cabo mejoras en diversos documentos de la instalación, tales como el Manual de Garantía de Calidad (aspectos relativos a normas o criterios básicos de protección radiológica), el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible, el alcance de los informes anuales de experiencia operativa y nueva normativa, aspectos de resultados de los controles dosimétricos, de actividades de formación y entrenamiento, de la aplicación de la Regla de Mantenimiento, aspectos sobre cualificación ambiental, sobre gestión de accidentes severos, sobre análisis probabilistas de seguridad, sobre estudios deterministas de inundaciones internas, sobre márgenes sísmicos, sobre el diseño del sistema de parada remota; así como la mejora del diseño de la señal de nivel de agua en la vasija del reactor del rango de combustible obtenida para registradores post-accidente.

Como consecuencia del análisis de la NAC el titular también está llevando a cabo diversas mejoras en la instalación, tales como:

- análisis del sistema de control de gases combustibles en contención.
- reanálisis de la capacidad de parada segura de la central en caso de abandono de sala de control.
- modificación de los canales de diferencia de temperatura en cuanto a precisión en la medida.
- implementación del disparo de los cargadores de baterías Clase 1E por sobretensión en la salida.
- completitud del programa de pruebas de acuerdo con el código ASME.
- verificación de los análisis sobre capacidad de actuadores que garantice la integridad del sellado del asiento de válvulas de aislamiento de la purga y propuestas de cara a minimizar el tiempo de operación del sistema de purga y en relación con requisitos de operación, prueba de fugas, y sustitución de juntas de las válvulas de aislamiento de la purga de la contención.

- análisis diversos sobre cumplimiento con el criterio de fallo único de diversas lógicas de la planta ante el fallo en una línea sensora
- separación de cables
- protección contra descargas atmosféricas
- revisión del Plan Director de Reducción de Dosis (PDRD), contemplando una auditoría independiente del programa Alara de la central

En relación con este último aspecto, adicionalmente al seguimiento y evaluación por el CSN, se llevó a cabo una auditoría independiente, por el Electric Power Research Institute (EPRI), al programa Alara de la instalación en cuanto a aspectos organizativos, de responsabilidades asignadas, alcance, aplicación y efectividad del PDRD, cuyo resultado se ha recogido en el documento de EPRI "Optimized Site-Specific Alara Assessment: Cofrentes Power Plant", de fecha enero de 2012. Posteriormente, el CSN llevó a cabo una inspección, en marzo de 2013, sobre la aplicación específica de la revisión 9 del PDRD, emitida por el titular en diciembre de 2012, en la recarga de combustible nº 19. Asimismo, en julio de 2013 se realizó por el CSN un informe de valoración y seguimiento de la revisión 9 del PDRD y, posteriormente, una inspección sobre el tema durante la recarga nº 19.

Como fruto de este seguimiento se concluyó que, en cuanto a organización, el titular ha mejorado en cuanto a definición de responsabilidades, compromiso de la organización y planificación de la recarga y se ha apreciado una reducción de la dosis.

En los apartados 18.1.4, 18.1.5 y 18.1.6. se detallan mejoras en la seguridad y en los diseños, algunas de las cuales son adicionales a las que se derivan de la RPS-NAC.

Central nuclear Trillo

La AE incluye varias condiciones relativas a programas y actuaciones específicas para la mejora de la seguridad de la central, resultantes de la evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) y la Normativa de Aplicación Condicionada (NAC) ambos procesos fueron soporte de la solicitud de renovación de la AE. En este contexto, las principales mejoras implantadas en la central en el periodo del informe son:

— Mejoras en pruebas de fugas de válvulas y compuertas de aislamiento de contención de los sistemas de ventilación (RPS-NAC).

— Mejoras en las pruebas de los sistemas de filtración y ventilación.

— Mejoras en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relativas al aislamiento de la contención.

— Mejoras en los programas de gestión de envejecimiento.

— Mejoras en las pruebas de la instrumentación y control de los sistemas relacionados con la seguridad.

En los apartados 18.1.4, 18.1.5 y 18.1.6. se detallan mejoras en la seguridad y en los diseños, algunas de las cuales son adicionales a las que se derivan de la RPS-NAC.

Central nuclear Vandellós II

La AE incluye una condición relativa a los programas para la mejora de la seguridad de la central, y en la que se requiere la realización de las propuestas de actuación derivadas de la RPS y la NAC, que fueron, junto con otros, análisis y procesos soporte de la solicitud de renovación de la AE.

Durante el período considerado, destaca el desarrollo de los siguientes requisitos, que están asociados a la citada condición:

- Completar los estudios sobre la capacidad de la gestión de accidentes severos y el uso de las guías de gestión de accidentes severos.
- Reanalizar el análisis de parada segura de la central en caso de abandono de sala de control. En relación con ello, se requiere el cumplimiento de las Instrucciones del Consejo IS-27, sobre criterios generales de diseño, en lo referente a la independencia eléctrica de los circuitos de control de los equipos de parada segura entre su posición remota y sala de control, e IS-30, sobre requisitos de protección contra incendios, en caso de incendio en sala de control.
- Actuaciones para ampliar el alcance de los APS de sucesos externos de la central para aproximarse más a las situaciones que tienen lugar en el emplazamiento de la central.
- Implantación de una modificación de diseño en el sistema de ventilación del edificio de combustible para asegurar que sea filtrada cualquier fuga radiactiva potencial.

Adicionalmente, la AE tiene varias condiciones derivadas de la evaluación de la RPS y la NAC, por las que requería diversas mejoras de otros aspectos relacionados con la seguridad, tales como la realización de análisis de mejora del sistema eléctrico de la central, presentar una propuesta de mejora del cumplimiento de la Regla de Mantenimiento y la revisión de las bases de diseño de sistemas de seguridad, entre otros.

En los apartados 18.1.4, 18.1.5 y 18.1.6. se detallan mejoras en la seguridad y en los diseños, algunas de las cuales son adicionales a las que se derivan de la RPS-NAC.

En abril de 2015 la central realizó la sustitución de la tapa de la vasija del reactor, mediante una iniciativa de carácter preventivo y conservador por parte del titular, y aunque no se han detectado defectos producidos por corrosión bajo tensión (PWSCC) en los materiales de Inconel 600 de la tapa de la vasija, y está categorizada como de baja susceptibilidad, sí se han confirmado desgastes en los manguitos térmicos (*thermal sleeve*s) por rozamiento con las penetraciones.

6.3. Identificación de aquellas instalaciones para las que existan decisiones de cierre.

La AE concedida por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 3 de julio de 2009, autorizaba la explotación de la CN Santa María de Garoña hasta el día 6 de julio de 2013.

A finales de 2012, el titular decidió el cese de la operación de la central de forma voluntaria y procedió a la descarga del combustible de la vasija a la piscina de combustible irradiado. La central ha permanecido en esa situación durante todo el periodo objeto de este informe. Desde un punto de vista de licencia, el Ministerio de Industria, Energía y Turismo declaró, el 6 de julio de 2013, el cese de explotación de CN Santa María de Garoña.

Con fecha 27 de mayo de 2014, el titular de la central presentó la solicitud de renovación de la AE en base al apartado 1 del artículo 28 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), por el que, en el plazo de un año a contar desde la declaración del cese, un titular puede solicitar la renovación de la AE siempre y cuando el cese se haya producido por razones distintas a las de seguridad nuclear y protección radiológica.

De acuerdo con el citado RINR, el procedimiento aplicable a esa solicitud es el mismo que el utilizado en otras renovaciones de la AE, al que se añadirán los requisitos adicionales que el organismo regulador considere en cada caso. En el caso particular de Santa María de Garoña, el CSN emitió para ello la Instrucción Técnica Complementaria de referencia ITC-14.01. El CSN continúa evaluando la solicitud de renovación de la AE, estando prevista la emisión del informe preceptivo al Ministerio de Industria, Energía y Turismo durante el segundo semestre de 2016.

Durante el periodo de este informe, no se ha producido ningún suceso notificado por encima del Nivel 0 en la Escala INES.

6.4 Posición respecto a la continuación de la operación de las centrales nucleares

Todas las centrales españolas cumplen el conjunto del articulado de la Convención sobre Seguridad Nuclear. Las centrales nucleares españolas están sometidas a un régimen de renovación de AE de una duración determinada. Igualmente, con una periodicidad de 10 años, las centrales realizan RPS actualizando la situación de los programas de evaluación continua de seguridad que se realizan sistemáticamente y analizando la aplicabilidad de los cambios de la normativa producidos en el período decenal transcurrido (NAC). Aquellas instalaciones que soliciten operación a largo plazo deben incluir dentro de la RPS un plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento, entre otros requisitos adicionales.

La posición actual de los titulares de las centrales nucleares, atendiendo al nivel de seguridad con el que están funcionando las centrales españolas, es solicitar la renovación de sus respectivas Autorizaciones de Explotación a su vencimiento. De acuerdo con esta posición, la central de Trillo ha presentado la solicitud de renovación en los plazos previstos para ello, y previa emisión del informe preceptivo del CSN por el que se establecen los límites y condiciones asociados a la autorización en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación, ha obtenido del Ministerio de Industria, Energía y Turismo la renovación de su Autorización por un periodo de diez años. Es intención del resto de las centrales proceder de la misma forma llegado el momento. Adicionalmente a los requisitos de seguridad nuclear, la continuidad de su operación ha de analizarse a tenor de su viabilidad económica, tanto por las condiciones impuestas, en su caso, para operar en el periodo considerado, como por el marco económico nacional en que se desarrolla su operación.

6.5 Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan elementos importantes que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

Así, en el apartado 6.1 se detallan las incidencias significativas para la seguridad ocurridas en las centrales nucleares españolas en el periodo del informe y las medidas de respuesta tanto por parte de los titulares como, cuando ha sido necesario, del CSN. En general, se concluye que, en todas las incidencias ocurridas, el titular ha identificado las causas y ha establecido las acciones correctoras oportunas. Los procesos de respuesta ante las incidencias significativas para la seguridad establecidos tanto por los titulares como por el CSN constituyen en sí mismos mecanismos sistemáticos de evaluación y revisión de la seguridad, de los cuales resultan mejoras en el diseño y/u operación de las centrales. Asimismo, se destaca que todos los sucesos notificables se clasifican de acuerdo con la escala INES.

En el apartado 6.2 se exponen las mejoras para la seguridad específicas de cada central implantadas en el periodo de este informe. Muchas de estas acciones contribuyen al objetivo de mejorar el diseño para prevenir accidentes y mitigar las emisiones de radiactividad en caso de que un accidente ocurra. La mayor parte de estas mejoras surgen como resultados de las RPS y NAC, que constituyen procesos periódicos, exhaustivos y sistemáticos, perfectamente establecidos y consolidados, y que se llevan a cabo de acuerdo con los estándares del OIEA y otras buenas prácticas adquiridas con la experiencia acumulada y el intercambio con pares.

En la RPS y la NAC, las centrales identifican mejoras de seguridad para su implantación en el siguiente período. Estas mejoras se priorizan de acuerdo con su grado de beneficio para la seguridad. Las mejoras identificadas, así como otras consideradas por el CSN, son susceptibles de incorporarse como condiciones en la renovación de la AE correspondiente o a través de Instrucciones Técnicas Complementarias específicas. Entre los requisitos reglamentarios para la realización de la RPS (Guía de Seguridad GS1.10, incluida por referencia en la AE) se contempla la revisión de la normativa emitida por el OIEA.

Finalmente, en el apartado 6.4 se explica que justificación de la continuidad de la operación de las centrales se sustenta en los programas establecidos de revisión continua de la seguridad, destacando entre éstos la RPS y la NAC.

ANEXO 6.A

Características básicas de las centrales nucleares españolas

Características básicas de las centrales nucleares

	Almaraz	Ascó	Vandellós II	Trillo	Santa María de Garoña	Cofrentes
Tipo	PWR	PWR	PWR	PWR	BWR	BWR
Número de unidades	2	2	1	1	1	1
Potencia térmica (MW)	Unidad I: 2.956,6 Unidad II: 2.955,8	UI: 2.940,6 UII: 2.940,6	2.940,6	3.010	1.381	3.237
Potencia eléctrica (MW)	UI: 1.049,43 UII: 1.044,45	UI: 1.032,5 UII: 1.027,2	1.087,1	1.066	466	1.092,02
Refrigeración	Abierta: embalse de Arrocampo	Mixta: río Ebro - Torres	Abierta: mar Mediterráneo	Cerrada: torres, aporte río Tajo	Abierta: río Ebro	Cerrada: torres, aporte río Júcar
Autorización previa	UI: 29-10-71 UII: 23-05-72	UI: 21-04-72 UII: 21-04-72	27-02-76	04-09-75	08-08-63	13-11-72
Autorización de construcción	UI: 02-07-73 UII: 02-07-73	UI: 16-05-74 UII: 07-03-75	29-12-80	17-08-79	02-05-66	09-09-75
Autorización de puesta en marcha	UI: 10-03-80 UII: 15-06-83	UI: 22-07-82 UII: 22-04-85	17-08-87	04-12-87	30-10-70	23-07-84
Autorización de explotación	UI y UII: 08-06-10	UI: 02-10-11 UII: 02-10-11	26-07-10	17-11-14	05-07-09[1]	20-03-11

[1] Nueva autorización de explotación solicitada el 27/05/2014

Artículo 7. Marco legal y reglamentario

7.1. Establecimiento y mantenimiento del marco legislativo y regulador

7.1.1. Panorama general del marco legislativo principal en materia de seguridad nuclear

En el ámbito de la Seguridad Nuclear, en el periodo comprendido entre enero de 2013 y diciembre del 2015, se han aprobado y publicado oficialmente las siguientes leyes que inciden en el ámbito de la seguridad nuclear:

Ley 15/2012, de 27 de diciembre, de medidas fiscales para la sostenibilidad energética

No se incluyó en el informe anterior para la Convención. Tiene como objetivo armonizar el sistema fiscal español con un uso más eficiente y respetuoso con el medioambiente y la sostenibilidad, en línea con los principios básicos que rigen la política fiscal, energética, y ambiental de la Unión Europea.

Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental

Reúne en un único texto el régimen jurídico de la evaluación de los planes, programas y proyecto de evaluación ambiental, y establece un conjunto de disposiciones comunes que aproximan y facilitan la aplicación de la regulación anterior que se deroga.

Pretende ser un instrumento eficaz para la protección medioambiental, mediante la simplificación del procedimiento de evaluación ambiental, y el incremento de la seguridad jurídica de los operadores. Esta Ley establece las bases que deben regir la evaluación ambiental de los planes, programas y proyectos que puedan tener efectos significativos sobre el medio ambiente, garantizando en todo el territorio del Estado un elevado nivel de protección ambiental, con el fin de promover un desarrollo sostenible.

Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico

Es el principal instrumento jurídico que regula en su conjunto el sector eléctrico, incluyendo la generación eléctrica de origen nuclear. En su Disposición Adicional Novena establece que "*las instalaciones de producción de energía eléctrica a las que sea de aplicación la legislación especial en materia de energía nuclear, se regirán por la misma además de por lo dispuesto en la presente ley*".

Supone una reforma global del sector, basada en un nuevo régimen de ingresos y gastos del sistema eléctrico, para devolver al sistema una sostenibilidad financiera. Se realiza un ejercicio de integración en un solo texto de las disposiciones con rango legal dispersas en distintas normas aprobadas desde la entrada en vigor de la Ley 54/1997, teniendo además en cuenta la normativa europea de aplicación en el sector eléctrico.

Esta Ley introduce la obligación de aprobar anualmente por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo, previo informe de la Comisión Delegada del Gobierno para Asuntos Económicos, las previsiones de la evolución anual de las diferentes partidas de ingresos y costes del sistema eléctrico para los seis siguientes años.

Modifica el régimen sancionador para adaptarlo a la evolución del sector, y refuerza los mecanismos de control del sistema por las autoridades públicas en materia de inspección, registro de actividades y control del fraude.

No obstante la derogación de la anterior Ley 54/1997, continúan en vigor sus Disposiciones Adicionales siguientes:

— Sexta "Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos".

— Séptima "Paralización de centrales nucleares en moratoria".

— Vigésimo tercera "Sociedades filiales de Red Eléctrica Corporación, SA" y la

— Disposición Adicional Vigésimo primera "Sobre suficiencia de los peajes de acceso y desajustes de ingresos de las actividades reguladas del sector eléctrico", pero con una nueva redacción.

Real Decreto-Ley 13/2014, de 3 de octubre, por el que se adoptan medidas urgentes en relación con el sistema gasista y la titularidad de centrales nucleares

Esta norma se adopta con el fin de resolver situaciones de demora en el cumplimiento de las obligaciones previstas en el artículo 28 de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear, a raíz de su modificación por la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre Responsabilidad Civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos, que exigen que "el titular de la autorización de explotación de una central nuclear deberá ser una persona jurídica que tenga por objeto exclusivo la gestión de centrales nucleares, contando a tal efecto con los medios materiales, económico-financieros y personales necesarios para garantizar la explotación segura de la misma". A tal efecto dispone que a la fecha de entrada en vigor, la titularidad de la autorización de explotación de una central nuclear que no se hubiera adaptado a las condiciones de los apartados 2 y 3 del artículo 28 de la Ley 25/1964, de 29 de abril, dicha titularidad se entenderá transferida a la entidad que a esa fecha tenga encomendada la explotación de la central nuclear por los titulares de la autorización de explotación. Quedarán con ello sin efecto los planes de adaptación que, en su caso, se encuentren en tramitación".

Ley 17/2015, de 9 de julio del Sistema Nacional de Protección Civil

Esta Ley deroga la anterior de 1985 sobre Protección Civil, y la remisión que hacía el Plaben se entenderá hecha a esta nueva Ley, la cual se propone reforzar los mecanismos que potencien y mejoren el funcionamiento de protección de los ciudadanos ante emergencias y catástrofes, y en cumplimiento del principio de solidaridad internacional. Establece que los accidentes en instalaciones o procesos en los que se utilicen o almacenen sustancias nucleares o radiactivas son objeto de Planes Especiales, cuya competencia es estatal, sin perjuicio de la participación en los mismos de las Administraciones de las comunidades autónomas y las entidades locales.

Ley 34/2015, de 21 de septiembre, de modificación parcial de la Ley 58/2003, de 17 de diciembre, General Tributaria

Crea una tasa estatal por la prestación de servicios de respuesta por la Guardia Civil, en el interior de las centrales nucleares u otras instalaciones nucleares.

7.1.2. Ratificación de las convenciones e instrumentos legales relacionados con la seguridad nuclear

En este período se han aprobado las siguientes Directivas:

Directiva 2013/59/Euratom, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes. Deroga cinco directivas anteriores sobre esta materia, para unificar en una sola norma básica de seguridad aplicable a la protección de la salud de las personas sometidas a ex-

posición ocupacional, médica y poblacional. Por la amplitud de las materias a las que afecta la Directiva, establece un plazo de transposición de 4 años.

Directiva 2014/87/Euratom, del Consejo, de 8 de julio de 2014, por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por las que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares. Tras el accidente de Fukushima, se pretende implementar mejoras en seguridad nuclear a aplicar por los países miembros.

El objetivo de la reforma es mantener y promover la mejora continua de la seguridad nuclear. Exige que los Estados miembros adopten las disposiciones nacionales adecuadas para conseguir un alto nivel de seguridad nuclear en la protección de los trabajadores y el público en general contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes procedentes de instalaciones nucleares. Incluye disposiciones sobre las cuestiones siguientes:

— establecimiento de un marco jurídico nacional para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares civiles;

— organización, funciones y responsabilidades de las autoridades reguladoras competentes;

— obligaciones de los titulares de licencias;

— educación y formación del personal; e

— información al público.

7.1.3. Implementación de los términos de referencia de Wenra

Wenra, en su estudio de armonización de la seguridad de reactores, publicado en enero de 2006, estableció las condiciones que debían cumplir los requisitos establecidos por los diferentes organismos reguladores para poder ser considerados como "requisitos nacionales". A partir de ese estudio cada país miembro de Wenra elaboró un plan de acción para llevar a cabo la armonización comprometida. Tanto las instrucciones del CSN como el propio RINR están perfectamente encuadrados en el marco regulador de España y además cumplen con los requisitos de Wenra para poder considerarlos como "requisitos nacionales".

El plan de acción establecido por el CSN contempla la emisión de quince instrucciones del Consejo, y alguna pequeña modificación en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, abarcando diferentes temas de seguridad establecidos en los niveles de referencia de Wenra.

En cumplimiento del plan global de acción establecido por el CSN, se han emitido catorce de las quince instrucciones previstas, habiendo sido dos de ellas elaboradas durante el periodo de revisión cubierto por este informe. La última IS que queda pendiente está en fase de elaboración.

En septiembre de 2014 Wenra publicó los nuevos niveles de referencia tras su revisión como consecuencia del accidente de la central nuclear de Fukushima. Un total de 101 niveles de referencia se han visto afectados, algunos de ellos de nueva edición.

El Plan de acción se ha revisado para tener en cuenta los nuevos niveles de referencia introducidos en 2014.

España participa activamente en Wenra a través de los grupos de trabajo de armonización de reactores (RHWG) y residuos y desmantelamiento (WGWD). El proceso de armonización con los niveles de referencia revisados tras Fukushima se está llevando a cabo de acuerdo con el programa y el calendario establecido por el RHGW. De acuerdo con este programa, en octubre de 2015 finalizó el proceso de autoevaluación, que dio lugar la elaboración del plan de acción. La incorporación de los niveles de referencia de Wenra revisados tras Fukushima tiene un impacto pequeño en el marco regulador español y en las centrales españolas, debido a muchos de los nuevos requisitos de Wenra ya fueron incorporados por el CSN en las Instrucciones Técnicas Complementarias-ITC (instrucciones de carácter mandatorio asociadas a la autorización de ex-

plotación de las instalaciones) emitidas a todas las centrales nucleares (y a otras instalaciones nucleares) como consecuencia del accidente de Fukushima. Adicionalmente, las dos nuevas instrucciones del Consejo emitidas en el periodo que cubre este informe (publicadas en febrero de 2015) han incorporado también muchos de los niveles de referencia revisados. Los resultados de la autoevaluación y el plan de acción de todos los países miembros se van a someter a un proceso de revisión interpares a lo largo de 2016.

En el último informe de estado de armonización, a fecha 31 de diciembre de 2015, de los 330 niveles de referencia de Wenra vigentes (incluidos los revisados tras Fukushima), quedan pendientes de incorporar a la normativa nacional 12 niveles de referencia.

7.2. Requerimientos nacionales y regulación en materia de seguridad nuclear

7.2.1. Marco general de legislación secundaria en materia de seguridad nuclear

Además de las leyes relacionadas en el apartado anterior, en el periodo comprendido entre enero del año 2013 y diciembre del 2015 se han aprobado los siguientes Reales Decretos que inciden en el ámbito de la seguridad nuclear:

Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos

Este Real Decreto introduce una modificación en el art. 28.1 del RINR, que regula la autorización de cese de la explotación. La novedad consiste en establecer el carácter definitivo de la declaración del cese cuando este haya estado motivado por razones de seguridad nuclear o de protección radiológica. Cuando el cese se haya producido por otras razones, el titular podrá solicitar la renovación de la autorización de explotación dentro del plazo de un año contado desde la fecha en que surta efectos la declaración de cese, adjuntando la actualización de los correspondientes documentos más la documentación o requisitos adicionales que se determinen. Transcurrido el plazo de un año sin solicitar la renovación, la declaración de cese adquiere carácter definitivo.

Real Decreto 1086/2015, de 4 de diciembre, por el que se modifica el Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas

Esta modificación responde a la necesidad de actualizar el Real Decreto 1308/2011 a la legislación aprobada tras su entrada en vigor, en lo relativo a las materias de ciberseguridad, infraestructuras críticas y transparencia. Asimismo responde a la experiencia adquirida en la tramitación del documento denominado "Plan de Protección Física" de las instalaciones nucleares, y a la exigencia de coordinar su aprobación con el Plan de Protección Específico previsto en el Real Decreto 704/2011, de 20 de mayo, por el que se aprueba el Reglamento de protección de las infraestructuras críticas.

Una de las novedades más destacadas, a fin de cumplir con los criterios definidos en el Real Decreto 1308/2011, sobre "Amenaza base de diseño", está en implentar un nuevo entorno de protección de las centrales nucleares y para la instalación del futuro Almacén Temporal Centralizado de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos de alta actividad (ATC), mediante el establecimiento de un sistema permanente de respuesta adecuado para neutralizar o mitigar los posibles daños que supondría la materialización de esta amenaza. En correspondencia con lo dispuesto en los artículos 11.1 , párrafos a), c) y e), y 12.1, letra B), párrafo d) de la Ley Orgánica 2/1986, de 13 de marzo, de Fuerzas y Cuerpos de Seguridad, dicho sistema estará compuesto por miembros del Cuerpo de la Guardia Civil que constituirán unidades permanentes de respuesta. Al respecto, el Real Decreto estipula un plazo de cuatro años, desde su entrada en vigor,

para que el Ministerio del Intterior organice el despliegue y la implantación de las Unidades de Respuesta, de acuerdo con la adecuación de la estructura orgánica, la dotación necesaria en las plantillas de personal y los medios, en la Dirección General de la Guardia Civil.

Como novedad, también se estipula ahora que las modificaciones de los Planes de Protección Física de las instalaciones y las de los Planes del transporte, deben ser aprobadas por la Dirección General de Política Energética y Minas, previos informes preceptivos del Ministerio del Interior y del CSN.

7.2.2. Disposiciones y guías elaboradas y publicadas por el organismo regulador

En el periodo que abarca este informe, el CSN ha aprobado diversas Instrucciones en virtud de la habilitación legal concedida a este Organismo por el artículo 2.a) de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación de este CSN. Estas Instrucciones son normas técnicas de carácter vinculante, obligatorias para sus destinatarios, que pasan a integrarse en el ordenamiento jurídico.

Así, desde el sexto Informe nacional se han aprobado las siguientes Instrucciones del CSN, que son obligatorias para los titulares de todas las centrales nucleares.

- **Instrucción IS-30 (Revisión 1) del CSN, de 21 de febrero de 2013, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares** (BOE de 14 de marzo de 2013). Se revisa para adecuarla a la experiencia derivada de su aplicación, así como a la necesidad de regular las diferentes particularidades que el diseño y las bases de licencia originales del sistema de protección contra incendios presenta en cada una de las diferentes centrales españolas. También por la evolución habida en los últimos tiempos, de la regulación en materia de protección contra incendios, que ha puesto de manifiesto algunos aspectos de mejora. La primera edición de esta Instrucción tuvo en cuenta el documento de niveles de referencia de Wenra en el capítulo S (Fire protection against internal fires).
- **Instrucción IS-10 (Revisión 1) del CSN, de 30 de julio de 2014, sobre *Criterios de notificación de sucesos en centrales nucleares*** (BOE de 19 de septiembre de 2014). Se revisa teniendo en cuenta la experiencia adquirida desde la anterior edición de 2006, con el fin de facilitar y clarificar la notificación de sucesos acaecidos en centrales nucleares, modificando tanto las condiciones generales de notificación, como los tipos de sucesos a notificar.
- **Instrucción IS-36 del CSN, de 21 de enero de 2015, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares** (BOE de 17 de febrero de 2015). Esta Instrucción establece los requisitos que deben cumplir las centrales nucleares españolas en los procedimientos de operación necesarios para garantizar que la central nuclear se explota de forma segura y sin consecuencias indeseables para la seguridad, indicando cómo se debe interactuar con los sistemas de la central ante las posibles situaciones operativas, llegando al accidente severo. Estos procedimientos deben ser sometidos a procesos de verificación y validación para garantizar la idoneidad de las estrategias de gestión de transitorios y accidentes que contienen. Los usuarios de estos documentos deben recibir periódicamente formación y entrenamiento adecuados. Se ha tenido en cuenta la revisión de los niveles de referencia de Wenra que ha incorporado nuevos requisitos asociados a las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima.
- **Instrucción IS-37 del CSN, de 21 de enero de 2015, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares** (BOE de 26 de febrero de 2015). Tras el accidente de Fukushima, se puso de manifiesto la trascendencia de los aspectos relacionados con las capacidades y los medios necesarios para gestionar un accidente que exceda las bases de diseño de la instalación. La práctica reguladora seguida hasta la fecha en esta materia ha consistido en la verificación del cumplimiento de la normativa técnica requerida

en el país origen de la tecnología, con las adaptaciones puntuales consideradas necesarias. Esta Instrucción desarrolla los contenidos del análisis de accidentes de las centrales nucleares, contribuyendo con ello al cumplimiento de la Directiva 2014/87/Euratom del Consejo de 8 de julio de 2014, cuyo artículo 6 obliga a que el marco jurídico nacional exija a los titulares de las licencias "evaluar y verificar periódicamente, y mejorar permanentemente, en la medida de lo razonablemente factible, la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares de manera sistemática y verificable".

La relación completa de todas las Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear puede consultarse en la página web del organismo (www.csn.es).

Las Guías de Seguridad del Consejo de Seguridad Nuclear son documentos recomendatorios, salvo que una disposición normativa los dote de carácter obligatorio. Su finalidad es la de lograr un mejor cumplimiento de las previsiones y preceptos reglamentarios, orientando y no imponiendo al administrado las tomas de decisión más adecuadas.

De entre los nuevos temas o revisiones abordados por las Guías del Consejo de Seguridad Nuclear publicadas en el período correspondiente a este informe y relativas a materias objeto de la Convención, cabe señalar las siguientes:

- **Guía de Seguridad GS-04.03**. Metodología de comprobación del estado radiológico de un emplazamiento previo a su liberación. Niveles genéricos de liberación. Aprobada el 4 de diciembre de 2013.

En el proceso de elaboración de las Instrucciones del CSN y de las Guías de Seguridad se facilita la participación de los interesados, pudiendo aportar comentarios. Asimismo a través de los medios informáticos y telemáticos se informa a los ciudadanos de ambas normas.

7.3. Sistema de licenciamiento

7.3.1. Sistemas y procesos para otorgar las licencias, comprendidos los tipos de actividad objeto de licencia y según corresponda, el procedimiento para el otorgamiento de nuevas licencias

Conforme dispone el artículo 12 del Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), las instalaciones nucleares requerirán, según los casos, las siguientes autorizaciones cuyo contenido ya se incluyó en el Sexto Informe Nacional. La novedad es la autorización de "desmantelamiento y cierre" (letra g), que viene desarrollada en el apartado 7.2.1 en el Real Decreto 102/2014, que fue quien la creó.

a. Autorización previa o de emplazamiento.
b. Autorización de construcción.
c. Autorización de explotación.
d. Autorización de modificación.
e. Autorización de ejecución y montaje de la modificación.
f. Autorización de desmantelamiento.
g. Autorización de desmantelamiento y cierre.

Adicionalmente, deberá ser autorizado:

h. El almacenamiento temporal de sustancias nucleares en una instalación en fase de construcción que no disponga de autorización de explotación.
i. El cambio de titularidad de las instalaciones nucleares.

Estas autorizaciones se conceden por parte del Ministerio de Industria, Energía y Turismo, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, según lo previsto en el RINR.

7.3.2. Participación del público y de las partes interesadas

Interesa destacar el trámite específico de información pública que se contiene en la tramitación de la solicitud de autorización previa, recogido en el artículo 15 del RINR, según el cual, el Ministerio de Industria, Energía y Turismo remitirá una copia de tal solicitud a la respectiva Delegación del Gobierno para que abra un período de información pública, que se iniciará con la publicación en el Boletín Oficial del Estado y en el de la correspondiente Comunidad Autónoma de un anuncio extracto en el que se destacarán el objeto y las características principales de la instalación. En el anuncio se hará constar que las personas y entidades que se consideren afectadas por el proyecto podrán presentar, en el plazo de treinta días, ante la Delegación del Gobierno correspondiente, los escritos de alegaciones que estimen procedentes.

Expirado dicho plazo de información pública, la Delegación del Gobierno emitirá su informe sobre tales alegaciones y la documentación presentada, enviando el expediente al Ministerio de Industria, Energía y Turismo y copia del mismo al Consejo de Seguridad Nuclear.

Asimismo, el RINR determina que con carácter previo a la concesión de las autorizaciones antes citadas (excepto las referidas en las letras e) y g) del artículo 12 del RINR se dará traslado de la documentación correspondiente a las comunidades autónomas con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación o la zona de planificación prevista en la normativa básica sobre planificación de emergencias nucleares y radiológicas, a los efectos de que formulen alegaciones en el plazo de un mes.

7.3.3. Disposiciones jurídicas para prevenir la explotación de una instalación nuclear sin una licencia válida

Por último, destacamos que la realización de actividades sin licencia dará lugar a la asunción de las sanciones previstas en el régimen sancionador establecido en la Ley de Energía Nuclear, Capítulo XIV. Como ejemplo, el ejercicio de cualquier actividad regulada, sin haber obtenido la preceptiva habilitación, o bien, cuando esté caducada, suspendida o revocada, siempre que de ello se derive un peligro grave para la seguridad o salud de las personas o daño grave a las cosas o al medio ambiente, será constitutivo de una infracción muy grave (artículo 86).

7.4. Sistema regulador asociado a la inspección y proceso sancionador

Rasgos básicos de los programas de inspección

Las inspecciones permiten obtener la información necesaria para verificar la conformidad con la legislación vigente aplicable, las instrucciones del Consejo y las condiciones específicas impuestas en las autorizaciones licencias o permisos reglamentarios.

Las inspecciones que realiza el personal técnico del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) pueden ser de los siguientes tipos:

— Relacionadas con el licenciamiento: aseguran que los procesos de autorización de las instalaciones se llevan a cabo de acuerdo con los requisitos de la reglamentación sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Este tipo de inspección se aplica a las solicitudes en las que se requiere un informe del CSN.

— De control: se realizan para asegurar que el funcionamiento de las instalaciones cumple los requisitos en base a los cuales se concedió la autorización correspondiente. Comprenden las inspecciones de control sistemático (periódicas), que van orientadas a comprobar las condiciones reales de funcionamiento de la instalación, así como otras inspecciones de control eventual sin una periodicidad establecida.

— Especiales: dan cobertura a las funciones de inspección que tiene atribuidas el CSN, distintas de las anteriores, que surgen como consecuencia de incidentes, situaciones excepcionales de intervención en caso de emergencia radiológica, denuncias, etc.

El Programa Base de Inspección (PBI) son inspecciones de control sistemático, mientras que las inspecciones adicionales o suplementarias motivadas por hallazgos encontrados en ellas son inspecciones de control eventual.

Las inspecciones del PBI, que tiene carácter bienal, versan sobre aspectos tales como modificaciones de diseño, bases de diseño de componentes, cumplimiento de requisitos de vigilancia, experiencia operativa, etc.

El CSN tiene implantado el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales en operación (SISC), inspirado en el Reactor Oversight Program (ROP) de la US NRC, que incluye el PBI.

En el apartado 19.3 del Cuarto Informe Nacional sobre la Convención de Seguridad Nuclear, se describe el SISC con un nivel de detalle razonable.

Los principales objetivos del SISC son:

- Concentrar el esfuerzo inspector en las áreas con mayor riesgo potencial.
- Aplicar mayor atención a las centrales con peor comportamiento.
- Usar medidas objetivas del funcionamiento de las centrales.
- Proveer evaluaciones rápidas, entendibles y predecibles sobre el funcionamiento de las centrales.
- Reducir la carga reguladora innecesaria en las centrales.
- Responder a las desviaciones o incumplimientos de una manera predecible y proporcional al riesgo.
- Incrementar la transparencia de los procesos de supervisión del CSN.

Panorama general del proceso de inspección y evaluación reglamentarias en relación con la seguridad de las CCNN

Después de nueve años de funcionamiento, se puede concluir que el SISC ha respondido de forma muy aceptable a las expectativas de los titulares y del CSN.

Una novedad introducida en el SISC consiste en que el CSN ahora, además, supervisa tres áreas transversales que afectan a todos los pilares del SISC y que son: actuación humana y organizativa (AHO); identificación y resolución de problemas (IRP); y ambiente de trabajo orientado a la seguridad (ATOS). Esta supervisión se realiza a través del comportamiento del titular en 13 componentes transversales asociados a las áreas citadas. Estos componentes son los siguientes: Los procesos de toma de decisiones; recursos; comunicación interna y cohesión; planificación y coordinación del trabajo; prácticas de trabajo y supervisión; funciones y responsabilidades; entorno de aprendizaje continuo; gestión de cambios organizativos; políticas y estrategias orientadas a la seguridad; identificación, evaluación y resolución de problemas y áreas de mejora y, por último ambiente de trabajo orientado a la seguridad. La puesta en marcha de esta modificación en la supervisión de los elementos transversales del SISC se realizó el 1 de julio de 2014, estableciéndose un año como periodo piloto, hasta el 1 de julio de 2015, durante el cual no se harían públicos los resultados de la supervisión componentes ni de los potenciales componentes transversales significativos identificados. Una vez que finalizó el periodo piloto, el CSN elaboró un informe con la valoración de la experiencia durante ese año y se acordó prolongar el mismo hasta abril de 2016 para incorporar las pequeñas modificaciones en la sistemática establecida, fruto de las lecciones aprendidas en el mismo.

Esta supervisión se lleva a cabo de dos formas:

1. Identificación de debilidades en componentes transversales con impacto en la seguridad, en cada uno de los hallazgos derivados de las inspecciones.
2. Toma de acciones adicionales, relacionadas con Cultura de Seguridad, en función de la clasificación de una central nuclear dentro de la Matriz de Acción.

A final del año 2012 ya se disponía de las herramientas para la aplicación de los nuevos criterios para los aspectos transversales y se inició la formación del personal, tanto del CSN como de las centrales nucleares.

La formación en este aspecto de la supervisión del funcionamiento de las centrales ha supuesto un reto importante tanto para el CSN como para el sector nuclear, ya que se requiere que los inspectores del CSN no solo identifiquen los potenciales hallazgos como consecuencia de los incumplimientos del titular que razonablemente podían haberse evitado, sino que hay que tratar de establecer las causas raíces que han dado lugar a que se hayan producido los incumplimientos o favorecido su ocurrencia y asignar siempre que sea posible componentes transversales a cada hallazgo con la información recabada durante la inspección exclusivamente.

Una conclusión importante es que, como consecuencia de la puesta en marcha del SISC, se ha modificado profundamente la función de la supervisión de las instalaciones nucleares.

El proceso de supervisión y control ha sido mucho más eficaz, persiguiendo de forma sistemática y constante la identificación de los problemas y la aplicación de las acciones correctivas más adecuadas para resolverlos, por parte del propio titular siempre que ha sido posible, sin requerir la actuación supervisora del CSN. El SISC ha ayudado también a objetivar y optimizar el proceso sancionador, ya que en la mayor parte de los casos en que el titular ha cometido una infracción considerada leve y el hallazgo asociado al incumplimiento se valora de acuerdo al SISC como de categoría verde, se pone en marcha de forma automática un proceso que permite apercibir al titular en lugar de iniciar la apertura de un expediente sancionador por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo a instancias del CSN. Esto ha supuesto una mayor homogeneidad de los apercibimientos.

En definitiva, la aplicación del SISC ha contribuido a hacer más objetiva y predecible para el público y los titulares de las centrales la función de supervisión y control del CSN.

En el año 2013 se identificaron 133 hallazgos de inspección de color verde y 1 de color blanco; el año 2014, 155 hallazgos verdes sin contar ya la central de Santa María de Garoña y en el año 2015, 134 hallazgos verdes.

El programa de acciones correctivas (PAC), si bien tuvo un alto grado de dificultad para el desarrollo de las aplicaciones y la adecuada gestión de las mismas durante los años iniciales de su puesta en marcha, en la actualidad se considera una herramienta fundamental para apoyar el SISC en cuanto se refiere a las actividades que tienen que realizar los titulares, para corregir deficiencias y para identificar y resolver problemas antes de que supongan un incidente con mayores consecuencias. En cualquier caso, sigue requiriendo un notable esfuerzo tanto de los titulares en su desarrollo, como del CSN en su adecuada supervisión.

Para concluir, se puede decir que, en el año 2013 todas las centrales estuvieron en la columna de respuesta del titular, salvo la central de Almaraz y durante tres trimestres la de Trillo, permitiendo que las acciones correctoras de los fallos encontrados se realizaran directamente por los titulares.

Las unidades I y II de Almaraz estuvieron desde el primer trimestre de 2013 en la columna "RESPUESTA REGULADORA" en la matriz de acción. La Unidad I debido a un hallazgo blanco relacionado con el uso de componentes no calificados e instalados en sistemas de seguridad, que afecta al pilar de seguridad de sistemas de mitigación y la Unidad II por un hallazgo blanco debido al fallo repetitivo en las bombas del sistema de agua de servicios esenciales, que afecta al pilar de seguridad de sucesos iniciadores. La central nuclear de Trillo, desde el último

trimestre de 2012 hasta el tercero de 2013 estuvo asimismo en "Respuesta reguladora" debido al hallazgo blanco, asignado al pilar de seguridad de "Sistemas de Mitigación" por incumplimiento de los requisitos establecidos en la Instrucción del CSN IS-19 sobre el sistema de gestión y el Manual de Calidad.

En el año 2014 todas las centrales estuvieron en la columna de respuesta del titular y en el 2015 solamente la Unidad II de Almaraz estuvo en la de respuesta reguladora como consecuencia de un indicador de color blanco referido a los fallos e indisponibilidades de los generadores diésel de emergencia.

Toda esta información, así como el detalle individualizado de cada hallazgo de inspección y/o indicador de funcionamiento, está accesible al público en la página web del CSN y la información se actualiza con periodicidad trimestral.

Por otra parte, el 8 de enero de 2014, el Pleno del Consejo aprobó un nuevo sistema de supervisión y seguimiento (SSG) de la central nuclear de Santa María de Garoña adaptado a la situación de cese de explotación. Por ello, en 2014 y 2015 esta central ya no aparece dentro del programa de supervisión del SISC, y ha tenido sus correspondientes informes semestrales de evaluación programados en el SSG.

7.5. Cumplimiento de la regulación aplicable a las licencias

Ante posibles incumplimientos, el CSN, de acuerdo con lo que disponen la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear y la Ley 25/1964, de 29 de abril, de Energía Nuclear, puede proponer la apertura de los expedientes sancionadores que considere pertinentes e imponer apercibimientos.

En el periodo 2013-2015 y referido exclusivamente a centrales nucleares, se han emitido por el CSN un total de diez apercibimientos y tres propuestas de apertura de expediente sancionador.

Artículo 8. Organismo regulador

8.1. Establecimiento del Organismo regulador

Las competencias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica en España se distribuyen entre varias autoridades.

Al Gobierno le corresponde el diseño de la política energética, y dictar normativa reglamentaria de obligado cumplimiento.

El Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur) es el Departamento de la Administración General del Estado competente en materia de energía nuclear, a quien corresponde conceder las autorizaciones relativas a las instalaciones nucleares, previo informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear y, en su caso, de otros Departamentos ministeriales, así como elevar propuestas normativas, adoptar Disposiciones de desarrollo de la normativa vigente y aplicar el régimen sancionador en materia de energía nuclear.

El Consejo de Seguridad Nuclear, es el único organismo competente del Estado en materia de seguridad nuclear y de Protección Radiológica. Es un Ente de Derecho Público independiente de la Administración General del Estado, que informa sobre el desarrollo de sus actividades al Parlamento y se relaciona con el Gobierno a través del Minetur.

8.1.1. Funciones y responsabilidades del Minetur

El Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur) de acuerdo con el Real Decreto 344/2012, de 10 de febrero, ejerce las siguientes funciones en el ámbito de la Convención sobre Seguridad Nuclear:

- Concesión de autorizaciones para instalaciones nucleares y radiactivas[2], previo informe preceptivo del CSN. Dicho informe será vinculante, en caso de ser negativo, y cuando impongan condiciones necesarias de seguridad.
- Elaboración de propuestas normativas y aplicación del régimen sancionador.
- Seguimiento del cumplimiento de los compromisos internacionales suscritos por España en el ámbito de la energía nuclear, en particular en materia de no proliferación, protección física de materiales e instalaciones nucleares y responsabilidad civil por daños nucleares.

Relaciones con los Organismos Internacionales especializados en la materia.

8.1.1.a) Estructura organizativa.

El Real Decreto 344/2012 desarrolla la estructura orgánica básica del Minetur. Dentro del Minetur, la Secretaría de Estado de Energía es el órgano superior en materia de energía, y dentro de ésta, la Dirección General de Política Energética y Minas, de la que depende la Subdirección General de Energía Nuclear, es el órgano directivo que desarrolla las funciones referidas en el apartado anterior específicamente aplicables al ámbito de la energía nuclear.

2 Excepto para las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría ubicadas en el territorio de comunidades autónomas a las que se hayan transferido las competencias administrativas en esta materia

8.1.1.b) Coordinación de actividades de I+D+i nuclear

El Minetur, a través de la Subdirección General de Energía Nuclear, participa en la coordinación de algunas de las actividades de investigación, desarrollo e innovación en el ámbito de la energía nuclear en España mediante su participación en la Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión (Ceiden).

Ceiden, constituida en el año 2007, tiene el objetivo de coordinar los diferentes planes y programas nacionales de I+D en materia de energía nuclear de fisión, así como la participación en los programas internacionales, orientando de forma coherente los esfuerzos de las entidades implicadas.

La Plataforma Ceiden cuenta en la actualidad con 102 miembros y alrededor de 20 entidades colaboradoras. En su Consejo Gestor están representados: el Minetur, a través de la Subdirección General de Energía Nuclear, el CSN, el Ministerio de Economía y Competitividad (Mineco), el Ciemat, Universidades y representantes de empresas vinculadas al sector de la energía nuclear.

Información adicional sobre éstos y otros programas del Ceiden se puede consultar en www.ceiden.com.

8.1.1.c) Participación en organismos y actividades internacionales

El Minetur, a través de la Subdirección General de Energía Nuclear, mantiene una participación activa en las actividades que en materia de la energía nuclear se promueven por los Organismos Internacionales a los que España pertenece.

El Minetur colabora en la conclusión de acuerdos bilaterales con otros países en el ámbito de los usos pacíficos de la energía nuclear y representa al Gobierno español en las Asambleas de Contribuyentes de diversos Fondos internacionales de los que España es contribuyente.

En el ámbito de la Unión Europea, el Minetur asesora a la Representación Permanente de España de cara a su participación en los grupos de trabajo del Consejo que tratan sobre materias reguladas por el Tratado de Euratom.

En el marco del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), el Minetur forma parte de la Delegación española ante la Conferencia General del Organismo.

Asimismo, el Minetur forma parte de la Delegación española ante el Comité de Dirección de la Agencia de la Energía Nuclear (NEA) de la OCDE, y participa en diversos Comités técnicos de la Agencia.

8.1.2. Funciones y responsabilidades del CSN

Sus principales funciones en relación con las centrales nucleares son las siguientes:

— Proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en el ámbito de su competencia, y emitir Instrucciones, Guías y Circulares de carácter técnico, en dicha materia.

— Emitir informes preceptivos al Minetur, para que éste resuelva sobre la concesión de las autorizaciones legalmente establecidas; dichos informes serán vinculantes, en caso de ser negativos, y cuando impongan condiciones necesarias de seguridad.

— Efectuar el control e inspección de todas las instalaciones, durante todas sus fases, en especial, durante su proyecto, construcción, puesta en marcha y durante la operación, así como en los transportes, fabricación y homologación de equipos que incorporen fuentes radiactivas o sean generadores de radiaciones ionizantes.

  En este sentido, el CSN tiene autoridad para suspender el funcionamiento de las actividades e instalaciones por razones de seguridad.

— Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia exterior, y los planes de protección física de las instalaciones nucleares y radiactivas y una vez redactados los planes participar en su aprobación, así como coordinar las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia.

— Proponer la apertura de los expedientes sancionadores en caso de infracciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, de acuerdo con la legislación vigente, así como emitir informes técnicos para la adecuada calificación de los hechos.

— Controlar las medidas de protección radiológica de los trabajadores expuestos, del público y del medio ambiente. En materia de protección radiológica del medio ambiente, el CSN controla y vigila la calidad radiológica en todo el territorio español, y evalúa el impacto radiológico ambiental de las instalaciones nucleares y radiactivas y de las actividades que impliquen el uso de radiaciones ionizantes.

— Emitir declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

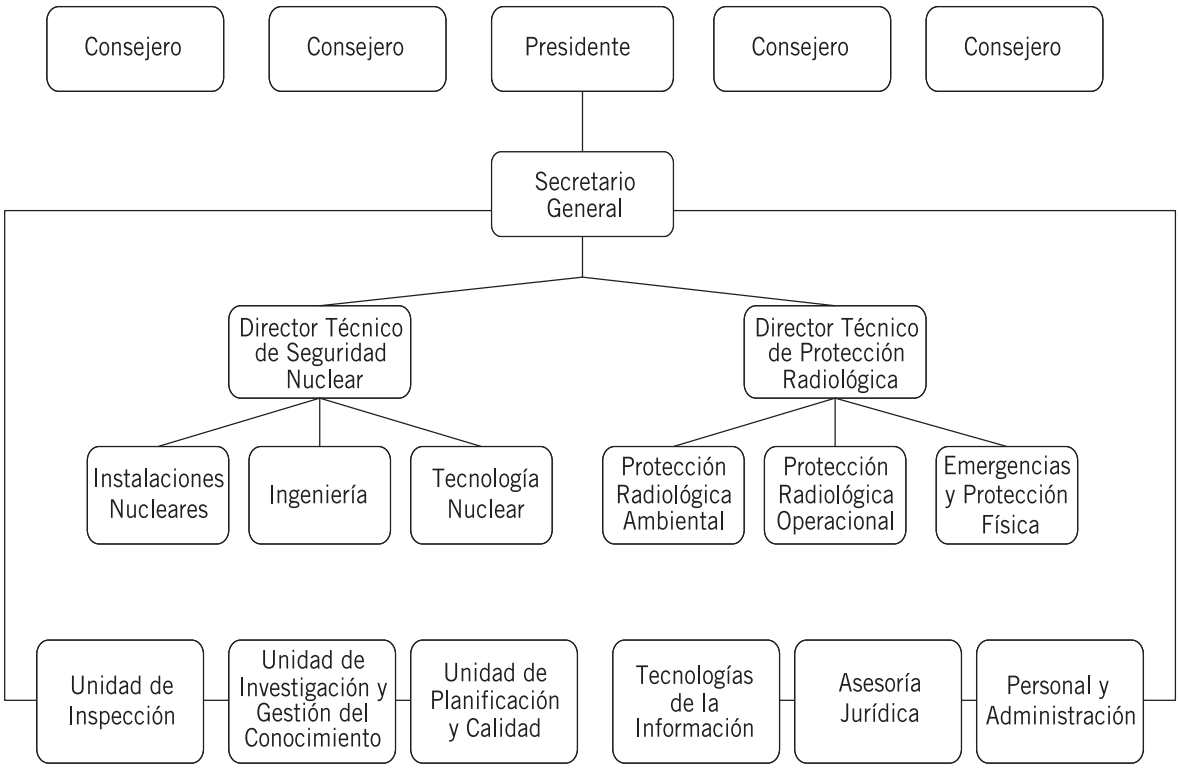
— Conceder y renovar licencias de operador y supervisor y diplomas de Jefe de Servicio de Protección Radiológica.

En resumen, las funciones y responsabilidades del CSN no se han modificado respecto del Informe anterior y se continúa trabajando según los cambios legislativos producidos en los últimos años.

8.1.2.a) Estructura del CSN

La estructura orgánica del CSN, que fue modificada mediante la aprobación del Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, es actualmente la siguiente (figura 8.1):

Figura 8.1: Organigrama del CSN



Pleno del Consejo

De acuerdo con la Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear y su estatuto, actualmente, el Pleno del Consejo está compuesto por las siguientes personas:

— Presidente: D. Fernando Marti Scharfhausen, nombrado el 28 de diciembre de 2012 por Real Decreto 1732/2012.

— Vicepresidenta: Dª Rosario Velasco García, nombrada el 22 de febrero de 2013 por Real Decreto 138/2013.

— Consejero: Fernando Castelló Boronat, nombrado el 22 de febrero de 2013 por Real Decreto 139/2013.

— Consejera: Cristina Narbona Ruiz, nombrada el 28 de diciembre de 2012 por Real Decreto 1733/2012.

— Consejero: Javier Dies Llovera, nombrado el 16 de octubre de 2015 por Real Decreto 934/2015.

El Consejo está asistido por una Secretaria General cuyo titular es Maria Luisa Rodríguez López, nombrada por RD 268/2013, de 12 de abril.

Unidades que dependen directamente de la Secretaría General

- De la Secretaría General se hacen depender, además de las dos direcciones técnicas, tres Subdirecciones Generales y tres Unidades:
- Subdirección de Tecnología de la Información.
- Subdirección de Personal y Administración.
- Subdirección de Asesoría Jurídica.
- Unidad de Inspección.
- Unidad de investigación y gestión del conocimiento.
- Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad.

Dirección Técnica de Seguridad Nuclear

En esta Dirección Técnica se agrupan todas las funciones relativas a la seguridad de las instalaciones nucleares, excepto las de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad, que son responsabilidad de la Dirección Técnica de Protección Radiológica. También asume lo relativo a la seguridad de los transportes de sustancias nucleares y materiales radiactivos.

De la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear dependen tres Subdirecciones:

- Subdirección de Instalaciones Nucleares.
- Subdirección de Tecnología Nuclear.
- Subdirección de Ingeniería.

Dirección Técnica de Protección Radiológica

Esta Dirección Técnica, además de la inspección y control de las instalaciones radiactivas, de la protección radiológica de los trabajadores y de la gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad, asume las competencias en materia de protección radiológica del público y del medio ambiente y de emergencias radiológicas.

De la Dirección Técnica de Protección Radiológica dependen tres Subdirecciones:

- Subdirección de Protección Radiológica Ambiental.

- Subdirección de Protección Radiológica Operacional.
- Subdirección de Emergencias y Seguridad Física.

8.1.2.b) Desarrollo y mantenimiento de los recursos humanos durante los tres últimos años.

A 31 de diciembre de 2015, la plantilla del personal del CSN estaba formada por 451 personas

Tabla 8.2. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2015.

	Consejo	Secretaría General	Direcciones Técnicas	Total
Altos Cargos	5	1	2	8
Funcionarios del Cuerpo de SN y PR	7	16	186	209
Funcionarios de otros Cuerpos o Escalas	7	98	36	141
Personal Eventual	26	0	0	26
Personal Laboral	2	46	19	67
Totales	**47**	**161**	**243**	**451**

La evolución del personal en el periodo 2013-2015 es la que se detalla en la tabla 8.3.

Tabla 8.3. Estructura de la plantilla del CSN 2013-2015

	2013	2014	2015
Altos Cargos	8	8	8
Funcionarios del Cuerpo de SN y PR	211	205	209
Funcionarios de otros Cuerpos o Escalas	137	137	141
Personal Eventual	24	27	26
Personal Laboral	69	69	67
Totales	**449**	**446**	**451**

El número de mujeres en el Consejo de Seguridad Nuclear representa el 52% del total de la plantilla y el de hombres el 48% restante.

La edad media del personal del Organismo es de 53 años.

La titulación de la plantilla a 31 de diciembre de 2015, estaba distribuida en un 68,96% de titulados superiores, un 6,21% de titulados medios y un 24,83% con otras titulaciones.

8.1.2.c) Medidas para desarrollo y mantenimiento de la competencia

El CSN por sus características específicas dedica especial importancia a la formación de sus recursos humanos. Durante el trienio 2013 a 2015, los planes de formación se han continuado elaborando de forma que sus objetivos han estado alineados con los del Plan Estratégico del CSN vigente, agrupándose en siete programas, uno de ellos subdividido en cuatro:

- Perfeccionamiento y Reciclaje.
  - — Subprograma de Seguridad Nuclear.

  - — Subprograma de Protección Radiológica.
  - — Subprograma de Áreas de Formación Transversales.
  - — Subprograma de Formación Técnica Inicial.
- Desarrollo Directivo.
- Gestión Administrativa.
- Prevención.
- Informática.
- Idiomas.
- Habilidades.

Durante el trienio se han impartido 316 cursos, lo que equivale a un promedio de 105 cursos anuales. Se ha dedicado a formación una media anual de más de 33.666 horas, que supone el 4,29 % de la jornada laboral. La inversión realizada en formación ascendió a 1.264.324 €, lo que equivale a cerca de 421.441 € anuales.

Se ha continuado promoviendo la presencia del Consejo en foros (congresos, reuniones, seminarios) nacionales e internacionales relacionados con su ámbito funcional y competencial.

El reto que tiene el CSN es mantener y mejorar su alto nivel técnico, profesional y de conocimiento.

En la actualidad el CSN está desarrollando un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, que se incorporará plenamente a su Sistema del Gestión y que empleará los elementos característicos de la gestión del conocimiento de los que ya dispone.

El proceso de gestión del conocimiento para el CSN, debe abordar los cuatro pilares básicos del modelo recomendado por OIEA. Se estructura como un proceso trasversal de naturaleza cíclica, cuyas etapas son:

- Identificación de las capacidades que necesita el CSN para desempeñar su misión (Capacidades necesarias).
- Evaluación periódica de los recursos disponibles en el CSN (Recursos disponibles).
- Evaluación permanente de las lagunas, carencias y pérdidas de información, documentación y conocimiento del CSN (Lagunas y carencias).
- Programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades (Adquisición y preservación).
- Plan de comunicación interna para asegurar la diseminación y accesibilidad del conocimiento y la información (Accesibilidad y disponibilidad).
- Programa de evaluación independiente y revisión periódica del proceso de GC (Evaluación y revisión).

8.1.2.d) Desarrollo en relación con las fuentes financieras durante los tres últimos años

Cada año, el Pleno del CSN elabora una propuesta de presupuesto de gastos e ingresos que se integran en los Presupuestos Generales del Estado y cuya aprobación corresponde al Parlamento. Desde 2013 hasta 2015 los importes aprobados por las Cortes Generales son:

	Ejercicio 2013	**Ejercicio 2014**	**Ejercicio 2015**
Presupuesto de ingresos	47.311.670,00	46.611.640,00	46.507.130,00
Presupuesto de gastos	47.311.670,00	46.611.640,00	46.507.130,00

Los recursos económicos se obtienen, en su práctica totalidad, por la recaudación de las tasas y precios públicos por los servicios que presta en cumplimiento de sus funciones.

Las condiciones de estos ingresos se regulan en la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

En la actualidad las vías de financiación son las siguientes:

Financiación por tasas y precios públicos por:

- Realización de estudios, informes e inspecciones previos a las autorizaciones de funcionamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas que concede el Ministerio de Industria, Energía y Turismo.
- Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas en funcionamiento y actividades relacionadas.
- Concesión de licencias del personal destinado a operar o supervisar el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas.
- Informes, pruebas o estudios sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica.

Este capítulo de financiación supone de promedio para el trienio aproximadamente el 98,5 % de los ingresos.

Transferencias del Estado

El Consejo de Seguridad Nuclear realiza controles de medidas de protección radiológica dirigidas a la población en general y al medio ambiente. La realización de estas funciones no se financia a través de las tasas y precios públicos reguladas en la Ley 14/1999, por no constituir hecho imponible.

Su financiación se obtiene via Presupuestos Generales del Estado, a través de los créditos del Ministerio de Industria, Energía y Turismo.

Este capítulo de financiación supone de promedio para el trienio aproximadamente el 0,8% de los ingresos.

Otros recursos

El resto de la financiación, aproximadamente el 0,6%, corresponde fundamentalmente, a ingresos patrimoniales derivados de los intereses de las cuentas bancarias.

Del total de la financiación y para el periodo 2013-2015, aproximadamente el 56% se destina a cubrir los gastos de personal, y el 31 % a gastos en bienes corrientes y servicios.

8.1.2.e) Declaración sobre la suficiencia de los recursos. Novedades en relación con los recursos financieros durante los tres últimos años

Durante el periodo 2013-2015, el Consejo de Seguridad Nuclear no ha tenido dificultades financieras a pesar de la crisis económica iniciada en 2008. Esta sin embargo, obligó a diseñar un escenario de estabilidad presupuestaria que implicó adoptar medidas para establecer un redimensionamiento más adecuado de la organización y de los recursos humanos. Significó también limitar la creación de nuevas plazas de funcionarios del cuerpo de seguridad nuclear y protección radiológica.

En consecuencia, desde 2011, se redujo la incorporación de nuevos técnicos del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica hasta los años 2014 y 2015, en los que se han convocado 6 y 20 nuevas plazas respectivamente, con lo que puede considerarse iniciado el camino de la normalización.

8.1.2.f) Sistema de gestión de calidad del CSN

El CSN tiene implantado un Sistema de Gestión orientado a procesos, basado en los requisitos del OIEA (GS-R-3) y la norma ISO 9001: 2008. Los procesos, que cubren todas las actividades del Organismo, se clasifican como sigue:

- Estratégicos, que incluyen el funcionamiento del Consejo, la información y comunicación, y el desarrollo de normativa.
- Operativos, que incluyen la autorización, evaluación, supervisión y control de instalaciones y actividades (incluido transporte); el licenciamiento de personal; la protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente; la gestión de las emergencias y la seguridad física.
- De apoyo, que incluyen las relaciones institucionales y las internacionales; la investigación y desarrollo; la gestión económica y de recursos humanos (incluida formación); los sistemas de información; la documentación, y la administración del Sistema de Gestión.

Los documentos que describen el Sistema están organizados jerárquicamente: Manual del Sistema, Manual de Organización, descripciones de procesos, y procedimientos.

El Sistema de Gestión está sometido a una mejora continua. Además de las evaluaciones del cumplimiento de los planes y objetivos, el CSN tiene establecido un plan de auditorías internas, y se somete sistemáticamente a evaluaciones externas por parte de organismos nacionales e internacionales, en este sentido cabe destacar:

- El plan de auditorías internas asegura que todos los procesos operativos se auditan cada cuatro años, y el resto cada cinco, como mínimo.
- El CSN, además de someterse a las auditorías y controles económico-financieros requeridos a todos los organismos públicos, debe informar sistemáticamente al Parlamento español y a los de las comunidades autónomas que tienen instalaciones nucleares. Corresponde al Parlamento realizar un control continuado de las actuaciones del CSN.
- La Directiva 2009/71/Euratom del Consejo, de 25 de junio de 2009 requiere que los Estados miembros de la Unión Europea realicen autoevaluaciones decenales de su marco regulador y de sus autoridades e inviten a una revisión internacional *inter pares*. El Sistema de Gestión implantado en el CSN, y la experiencia en la realización de autoevaluaciones y revisiones interpares de carácter internacional, facilitarán el cumplimiento de este requisito. En este punto es relevante mencionar que el CSN se sometió a una misión IRRS del OIEA en 2008 y su correspondiente misión de seguimiento tuvo lugar en 2011.

8.1.2.g) Transparencia de las actividades de reglamentación, comprendidas las medidas adoptadas para mejorar la transparencia y la comunicación con el público.

La política de comunicación del Consejo de seguridad Nuclear se define de acuerdo con la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del CSN,

Las obligaciones de esta ley respecto a la información y comunicación se canalizan a través de tres vías:

— Transmisión de información a las instituciones del Estado: El CSN remite anualmente a las Cortes Generales, así como a los parlamentos autonómicos de las comunidades autónomas que cuentan en su territorio con instalaciones nucleares, un informe detallado de las actividades realizadas por el organismo. Este Informe anual es presentado ante la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados mediante comparecencia del presidente del Consejo. Asimismo, y como parte de las relaciones con las Cortes, el CSN da respuesta a iniciativas parlamentarias y cumple con las resoluciones emitidas por la Comisión de Industria, Energía y Turismo a los informes anuales.

— Foros de información en los entornos de las centrales nucleares: El CSN participa en foros de información en los entornos de las centrales nucleares, para informar sobre aspectos relacionados con su funcionamiento y con la preparación ante emergencias. El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) (Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre) regula el funcionamiento de los Comités de Información Local, presididos por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo que tienen carácter anual. El CSN participa activamente en dichos foros, en los que anualmente presenta aspectos relevantes en relación al control y funcionamiento de las instalaciones.

— Política de información al público en general: El artículo 14 de la Ley 15/1980 señala que el CSN facilitará el acceso a la información y la participación de la ciudadanía y de la sociedad civil, informando a los ciudadanos sobre todos los hechos relevantes relacionados con el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, especialmente en todo aquello que hace referencia a su funcionamiento seguro, al impacto radiológico para las personas y el medio ambiente, a los sucesos e incidentes ocurridos en las mismas, así como de las medidas correctoras implantadas para evitar la reiteración de los sucesos, haciendo uso de las tecnologías de la información y la comunicación.

El CSN informa a través de su portal institucional de las actas de inspección, las actas de las reuniones del Pleno del Consejo, los informes técnicos que soportan los acuerdos del Consejo, así como de todos los hechos relevantes relacionados con el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas (estados operativos de las centrales, información de la calidad ambiental medida por la Red de Estaciones Automáticas y la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental), noticias, reseñas y notas de prensa sobre los sucesos ocurridos en las centrales nucleares e instalaciones radiactivas, información del SISC (Sistema Integrado de Supervisión de Centrales), etc.

Para mejorar la comunicación y la transparencia, en julio de 2015, el CSN ha puesto en marcha un nuevo portal institucional. En este proyecto han participado todas las unidades organizativas del Consejo, revisándose todos los aspectos del portal, incluyendo sus contenidos, estructura, presentación, accesibilidad y navegación. También se ha sustituido la plataforma técnica por otra más adecuada para los nuevos requisitos y funcionalidades actuales y futuras.

En el ámbito de información a los medios de comunicación y grupos de interés, aparte de todo lo recogido en el portal institucional, el CSN atiende las solicitudes directas formuladas por los medios de comunicación, aplicando los criterios de transparencia y agilidad que permite el rigor técnico.

La exigencia legal de transparencia obliga al CSN a someter a comentarios públicos, durante la fase de elaboración, las instrucciones y guías de seguridad, para lo cual tiene habilitado un espacio en el portal institucional a través del cual pueden hacerse los comentarios. De otra parte, se establece el procedimiento a seguir para las comunicaciones que hagan las personas físicas o jurídicas, en aplicación del artículo 13 de la Ley 15/1980. También pone a disposición de los trabajadores de instalaciones nucleares y radiactivas un formulario para que puedan comunicar cualquier hecho que afecte a la seguridad de las instalaciones, garantizando la confidencialidad.

El CSN se sirve de otras vías de comunicación como el Centro de Información y la edición de publicaciones, de carácter gratuito y, generalmente, disponibles a través de la página web en formato electrónico.

Durante el periodo objeto de este informe se ha realizado un estudio de imagen para identificar las expectativas de los grupos de interés relacionados con la independencia, transparencia e información en las actividades del Consejo de Seguridad Nuclear. El estudio fue presentado al Comité Asesor para la información y participación pública en el transcurso de su novena reunión, en junio de 2015.

A nivel internacional el CSN ha continuado colaborando en el Grupo de Trabajo sobre Comunicación al Público del comité de actividades reguladoras de la NEA/OCDE, compartiendo ex-

periencias y buenas prácticas sobre comunicación de los organismos reguladores. En 2014 se destaca la realización del primer Workshop con los grupos de interés europeos. Asimismo en el grupo sobre transparencia de ENSREG, se mantienen los trabajos para velar por los principios de transparencia y accesibilidad de la información para los ciudadanos europeos.

Otras vías de comunicación

Organización de conferencias, seminarios y actividades de formación:

El CSN participa o colabora con otras instituciones en la organización de distintos eventos destinados a fomentar el conocimiento de temas relacionados directa o indirectamente con sus funciones.

Centro de información:

El Consejo dispone de un espacio interactivo sobre todas las actividades relacionadas con la misión del CSN, abierto al público y gratuito que, acoge en su mayoría visitas de centros de enseñanza y delegaciones institucionales, tanto nacionales como internacionales.

Edición de publicaciones

El Consejo desarrolla una amplia actividad editorial, con carácter técnico y divulgativo, enmarcada en el plan anual de publicaciones.

Además el CSN edita una revista sobre seguridad nuclear y protección radiológica que tiene por objeto ser un medio de comunicación con el público para facilitar la comprensión de los temas relacionados con la actividad del organismo: *Alfa, Revista de Seguridad nuclear y Protección Radiológica,* además de mantener su objetivo de divulgación de los conocimientos en materia de protección radiológica y seguridad nuclear, incluye una sección de información de las actividades del CSN, y decisiones del Pleno.

8.1.2.h). Comités asesores

Comité Asesor para la información y participación pública

El Comité Asesor para la Información y Participación Pública sobre seguridad nuclear y protección radiológica (en lo sucesivo Comité Asesor), se creó conforme al artículo 15 de la Ley 15/1980 de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), con la misión de emitir Recomendaciones al CSN para favorecer y mejorar la transparencia, el acceso a la información y la participación pública en materias de la competencia del CSN.

Se constituyó el día 24 de febrero de 2011, en su primera reunión, dándose así cumplimiento a lo solicitado por la Resolución nº 24 de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados.

Cuenta con una Comisión de Análisis que tiene por misión analizar las propuestas de recomendación y la elaboración de un informe de valoración que servirá de base para la toma de decisión por parte del Comité Asesor.

Desde su creación y hasta el cierre de este documento se han celebrado un total de 9 reuniones, habiendo efectuado hasta la fecha las siguientes recomendaciones:

1ª. Recomendación (reunión de 21/05/2012). El Comité Asesor recomendó al CSN que en base a la preocupación social por el problema de la contaminación de Palomares y la necesidad de finalizar el Plan de Rehabilitación, se lleven a cabo acciones de comunicación para informar a los ciudadanos de la situación de la zona y de los avances del Plan. Asimismo, recomendó realizar una publicación monográfica divulgativa sobre las consecuencias reales del accidente de Palomares. Esta recomendación fue cumplida por el Consejo.

2ª. Recomendación (reunión de 21/05/2012). El Comité Asesor recomendó al CSN realizar un mayor esfuerzo por conseguir la máxima transparencia en la información y comunicación a la población sobre el proceso de revisión de los Planes de Emergencia Nuclear (PEN) como consecuencia del accidente de Fukushima, con especial consideración a la transmisión de la información a la población de zonas próximas a las centrales nucleares. La recomendación se considera cumplida por el Consejo.

3ª. Recomendación (reunión de 21/05/2012). El Comité Asesor recomendó celebrar una conferencia pública con el fin de presentar los resultados finales del informe sobre España de las pruebas de resistencia a las centrales nucleares españolas. La recomendación fue cumplida por el Consejo.

4ª. Recomendación (reunión de 25/10/2012). El Comité Asesor recomendó al CSN la realización de estudios para identificar las expectativas de los grupos de interés relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica en relación con la labor del CSN y extraer las correspondientes acciones para avanzar en la transparencia, independencia y credibilidad. El estudio y sus conclusiones se presentaron en la reunión del comité de 25 de junio de 2015.

8.2 Situación del Organismo Regulador

El Consejo de Seguridad Nuclear , desde su creación en 1980, ha desarrollado sucesivamente todas sus competencias y funciones, de modo que hoy día dispone de las capacidades reguladoras y de los instrumentos jurídicos necesarios para llevar a cabo sus funciones con plena garantía de que las entidades y las actividades reguladas se llevan a cabo de acuerdo con las normas, criterios y guías internacionales más exigentes.

Tanto la Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, como su Estatuto, establecen los mecanismos para garantizar que sus actuaciones cuenten con la necesaria credibilidad y confianza por parte de la sociedad a la que tiene la misión de proteger, así como para garantizar su independencia en el ejercicio de las funciones que tiene encomendadas.

8.3 Coordinación entre el Minetur y el Consejo de Seguridad Nuclear

Conforme a lo establecido por el Real Decreto 344/2012, de 10 de febrero, el CSN se relaciona con el Gobierno a través del Minetur.

Mientras que el CSN es el único organismo competente del Estado en materia de seguridad nuclear y de protección radiológica, el Minetur es el departamento que se encarga de la propuesta y ejecución de la política del Gobierno en materia de energía, y dentro de ésta, en materia de energía nuclear.

8.3.1. Autorización de instalaciones nucleares y radiactivas

El Minetur es responsable de conceder las autorizaciones para las instalaciones nucleares y radiactivas, previo informe preceptivo del CSN. Dicho informe es vinculante, en caso de ser negativo, o cuando sea positivo en las condiciones que imponga.

8.3.2. Procedimientos sancionadores en caso de infracciones relativas a seguridad nuclear, protección radiológica o/y protección física

El Minetur es la autoridad competente para imponer las sanciones que deriven del régimen sancionador.

De modo general, el régimen sancionador aplicable en España se establece en la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear; en la Ley 30/1992, de 26 de noviembre, de Régimen Ju-

rídico de las Administraciones Públicas y del Procedimiento Administrativo Común; y en el Real Decreto 1398/1993, de 4 de agosto, por el que se aprueba el Reglamento del procedimiento para el ejercicio de la potestad sancionadora.

Atendiendo a su gravedad, la Ley 25/1964 clasifica las infracciones en muy graves, graves y leves, detallando los criterios para su correcta clasificación. Asimismo establece las sanciones aplicables, que son multas cuyo importe se gradúa en función del tipo de instalación de que se trate y de la gravedad de la infracción cometida.

La citada Ley 25/1964 establece adicionalmente el procedimiento y competencias para la imposición de sanciones:

- En caso de incumplimiento de preceptos legales o regulatorios en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, el CSN propondrá la iniciación del correspondiente expediente sancionador, poniendo en conocimiento de la autoridad competente (Minetur) tanto los hechos constitutivos de la infracción como las circunstancias relevantes que sean necesarias para su adecuada calificación.
- Asimismo, el Minetur puede iniciar expedientes sancionadores por su propia iniciativa en el caso de infracciones en materias diferentes a la seguridad nuclear o la protección radiológica.
- La Dirección General de Política Energética y Minas del Minetur es el órgano instructor que, después de recibidas las alegaciones, practicadas las pruebas y efectuado el trámite de audiencia, elabora una propuesta de Resolución que eleva al órgano que dictará la Resolución. Dicha propuesta incluye los hechos probados, las infracciones, las responsabilidades y la sanción. Dependiendo de la gravedad de la infracción, la Resolución se dicta por el Director General de Política Energética y Minas, por el Ministro de Industria, Energía y Turismo, o por el Consejo de Ministros.
- En el caso de infracciones que puedan calificarse como leves, como alternativa a la propuesta de iniciación de expediente sancionador, el CSN podrá apercibir al titular de la instalación y requerir las medidas correctoras que correspondan. Si este requerimiento no fuese atendido, el CSN podrá imponer multas coercitivas. El Minetur no interviene en este procedimiento.

Asimismo, el CSN está facultado por ley para suspender la operación de cualquier instalación nuclear o radiactiva por motivos de seguridad.

Artículo 9. Responsabilidad del titular de la licencia

9.1. Legislación por la que se asigna la responsabilidad primordial de la seguridad a los titulares de las licencias

La Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, en su artículo 36 establece explícitamente que "el titular de las instalaciones nucleares o radiactivas o de las actividades relacionadas con radiaciones ionizantes será responsable de su seguridad".

El artículo 8 del Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, establece que "el titular de cada autorización será responsable del funcionamiento de la instalación o actividad en condiciones de seguridad y siempre dentro de lo establecido en los documentos oficiales al amparo de los cuales se concede la correspondiente autorización".

Adicionalmente, en el apartado 3 de ese mismo artículo establece que el titular deberá velar de manera continua por la mejora de las condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de su instalación. Para ello, deberá analizar las mejores técnicas y prácticas existentes, de acuerdo con los requisitos que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), e implantar las que resulten idóneas a juicio de dicho organismo.

El Consejo de Seguridad Nuclear podrá requerir al titular, en cualquier momento, la realización de análisis para la implantación de mejoras en la seguridad nuclear y la protección radiológica, en virtud de lo establecido en el artículo 2 a de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del CSN.

9.2. Descripción de los principales medios por los que el titular de la licencia cumple la responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad

El titular cumple estas obligaciones operando la instalación de acuerdo a los límites y condiciones establecidos en la Autorización de Explotación, que concede el Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur), previo informe preceptivo y vinculante del CSN.

Estos límites y condiciones identifican los documentos oficiales de explotación de obligado cumplimiento: Estudio de Seguridad, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Reglamento de Funcionamiento, Plan de Emergencia Interior, Manual de Garantía de Calidad, Manual de Protección Radiológica, Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado y Plan de Protección Física.

Adicionalmente, la operación de la central debe cumplir las Instrucciones que el CSN emite de acuerdo con el Artículo 2.a de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación de Consejo de Seguridad Nuclear , según el cual el CSN "podrá elaborar y aprobar las instrucciones, relativas a las instalaciones nucleares y las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica", "Las instrucciones son normas técnicas en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que tendrán carácter vinculante para los sujetos afectados por su ámbito de aplicación, una vez notificadas o, en su caso, publicadas en el Boletín Oficial del Estado".

Entre las obligaciones del titular está la de remitir una serie de informes al CSN, periódicos unos, de actividades concretas otros, como las actividades de recarga, o de remisión de sucesos que cumplan ciertos criterios de notificación.

Adicionalmente, los titulares disponen de políticas de gestión y sistemas de gestión orientados hacia la seguridad en virtud de lo establecido en la Instrucción del Consejo IS 19, sobre requisitos del sistema de gestión en instalaciones nucleares; estas políticas y sistemas de gestión

están sometidos a supervisión y control sistemáticos por parte del CSN. Y, como se explica en el artículo 14.3.4, los titulares disponen de procedimientos propios, guías (en ocasiones, de carácter sectorial) e instancias organizativas que facilitan y garantizan el cumplimiento de los requisitos y establecen mecanismos internos de control.

9.3. Descripción de los mecanismos por los que el organismo regulador asegura que el titular cumple con su responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad

El CSN dispone de una variedad de instrumentos para verificar que el titular cumple sus obligaciones.

El primero y más potente es el plan de inspección, que está formado por:

- El Plan Base de Inspección, mediante el cual el CSN hace comprobaciones periódicas concretas en la planta sobre todas las actividades importantes para la seguridad.
- El plan de inspección de temas genéricos, sobre preocupaciones que han surgido con motivo, en general, de experiencias operativas españolas o internacionales.
- Inspecciones reactivas, que se organizan cuando ocurre un suceso significativo para la seguridad, sea por sus consecuencias o sus causas.
- Inspecciones de licenciamiento, que se organizan en el marco de un proceso de autorización como por ejemplo de una modificación de diseño, de un cambio de ETF o de una renovación de la Autorización de Explotación.

Una parte esencial del programa de inspección la desarrollan los inspectores residentes del CSN, dos en cada central, que revisan y valoran las incidencias de la operación diaria de la planta con la ayuda, en su caso, de una estructura de apoyo en las oficinas del CSN, la cual gestiona la colaboración técnica con el resto de la organización del CSN cuando el tema lo requiere.

El CSN también realiza seguimiento de los indicadores de funcionamiento de cada central, que cuando sobrepasan ciertos umbrales implican, según los procedimientos del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales en operación (SISC) en vigor, una serie de actuaciones tanto del titular como del CSN.

El CSN analiza, en unos casos de forma monográfica, y en otros como parte de la documentación que sirve para preparar sus inspecciones, los informes remitidos por las centrales.

Las desviaciones identificadas por el CSN en el proceso de inspección se consideran "hallazgo de inspección" y se categorizan según su importancia. De este proceso se derivan las acciones a realizar por el titular y, en su caso, la profundidad del seguimiento del mismo que debe realizar el CSN, según la metodología del SISC.

Si el incumplimiento es de un requisito legal o reglamentario, el CSN puede proponer al Minetur, el inicio de un expediente sancionador a la central,

Si el incumplimiento constituye una infracción leve y se dan una serie de circunstancias que ponen de manifiesto la escasa importancia del mismo, la Ley de Energía Nuclear permite al CSN apercibir directamente al titular de la instalación para señalarle el incumplimiento identificado y las medidas correctivas que éste debe de adoptar.

Los titulares envían al CSN con periodicidad fija, según requieren sus respectivas autorizaciones de explotación, informes relativos al seguimiento de la experiencia operativa propia y ajena, los resultados y modificaciones derivadas de los análisis de nueva normativa del país de origen del proyecto, los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental, los resultados de los controles dosimétricos a los trabajadores, las actividades realizadas en el ámbito del plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, las actividades realizadas en el ámbito de la

formación y el entrenamiento del personal con y sin licencia de la instalación y la salida de bultos radiactivos de la instalación. Estos informes se someten a supervisión por el CSN.

9.4. Descripción de los mecanismos por los que el titular de la licencia mantiene una comunicación abierta y transparente con el público

Todas las centrales nucleares españolas mantienen una política de comunicación abierta y transparente, de manera que el público tenga información suficiente y veraz sobre la actividad de cada instalación.

Información en las plantas nucleares

1. **Comunicación y relaciones con los medios de comunicación**. Las centrales nucleares españolas poseen organizaciones que se ocupan de hacer llegar la información a los medios de comunicación y a la sociedad en general sobre la situación de cada instalación. Esto se logra a través de la emisión de notas, comunicados e informaciones; ruedas de prensa y encuentros con los medios; envíos de información específicos; colaboraciones informativas con medios de comunicación, etc. Es especialmente destacable el impulso que han recibido las páginas Web de cada planta como herramienta de comunicación. También existen iniciativas del uso de otras herramientas de comunicación directa e interactiva con el público (p.ej. redes sociales, etc.).
2. **Publicaciones**. Las centrales nucleares tienen publicaciones periódicas propias (revistas de empresa) donde se recogen las principales noticias que afectan a cada instalación y a su entorno, así como al conjunto del sector nuclear. También se realizan publicaciones específicas como folletos monográficos, memorias e informes técnicos, etc.
3. Por otro lado, todos los emplazamientos nucleares españoles cuentan con un **centro de información**. Se trata de instalaciones donde se explica de manera divulgativa y práctica el funcionamiento de la central, así como las medidas para garantizar su seguridad, la calidad ambiental y la gestión de los residuos radiactivos.

Información por parte de otras organizaciones colectivas

Dentro del sector nuclear merece destacarse el papel del **Foro de la Industria Nuclear** que desarrolla una importante labor informativa y divulgativa. Dentro de su organización destaca el **Comité de Comunicación** –para el intercambio de experiencias y las iniciativas conjuntas-, el Comité de publicaciones y el de formación, destinado especialmente a la colaboración con el mundo de la enseñanza. Unesa, la asociación de las principales empresas eléctricas del país, publica información de carácter general sobre el funcionamiento de las centrales nucleares españolas.

Información por parte de las instituciones y organismos públicos

Una iniciativa singular en cuanto a la información y participación pública son los **Comités Locales de Información** de cada instalación. Se trata de un foro en el que están representadas las instituciones nacionales, regionales, provinciales y locales, las propias plantas y las entidades y asociaciones más representativas de cada zona, así como el organismo regulador. Se convocan periódicamente para informar sobre los principales aspectos relacionados con cada planta, actividades que son presentadas y debatidas por todos los entes allí representados.

Información a las instituciones y los representantes públicos

Por otro lado, cada instalación y los representantes sectoriales acuden por propia iniciativa o cuando son requeridos a las instituciones provinciales autonómicas y nacionales –específica-

mente comisiones del Congreso y del Senado- para informar y dar cuenta de la actividad y los planes y proyectos de cada instalación.

En resumen puede afirmarse que las instalaciones nucleares, así como el conjunto del sector nuclear español, llevan a cabo una serie de actividades que garantizan la información pública, la comunicación y el acceso a la información por parte de la sociedad, de manera que queda adecuadamente garantizada la transparencia de su actividad. El objetivo de este esfuerzo es lograr la confianza del público en la generación eléctrica de origen nuclear.

9.5 Mecanismo que permite asegurar que el titular de la licencia de la instalación tenga recursos (técnicos, humanos y financieros) y atribuciones apropiados para la gestión eficaz en el emplazamiento de un accidente y la mitigación de sus consecuencias

Las acciones y medidas relacionadas con la adecuada gestión de los accidentes en el emplazamiento y la mitigación de sus consecuencias se exponen en diversos capítulos de este informe. Todo lo relacionado con los recursos destinados a la preparación del titular ante emergencias y a los planes de emergencia interiores se aborda en el apartado 16. Los aspectos relativos al diseño e implantación de sistemas con funciones relacionadas con la prevención y mitigación de consecuencias de accidentes se recogen en el apartado 18. Por último, en el apartado 19, y más concretamente en el epígrafe 19.4, se expone lo relativo a los procedimientos y guías de operación en emergencia (POE) y en condiciones de accidente severo (GGAS).

En sus Planes de Actuación anuales, que se mencionan en el apartado 10.2, los titulares de las centrales establecen las programaciones y asignan los recursos apropiados para llevar a cabo estas acciones y medidas, que se traducen en una mejora continua de los medios para la gestión y respuesta ante los accidentes que pueden ocurrir en la instalación.

Finalmente, lo relativo a la cobertura de los riesgos en relación con la responsabilidad derivada de los accidentes se expone en el apartado 11.1 de este informe.

9.6. Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan algunos elementos que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

En el apartado 9.1 se citan disposiciones legales que establecen la obligación de los titulares de estudiar y, en su caso, implantar mejoras para la seguridad basadas en el estado del arte de las tecnologías y las mejores prácticas; así como la potestad del CSN para requerir a los titulares mejoras en seguridad (p.e., en el diseño de las plantas).

Los informes periódicos sobre diversos aspectos de seguridad descritos en 9.2 y 9.3, que los titulares deben elaborar y el CSN supervisa, constituyen mecanismos complementarios de evaluación periódica y sistemática de la seguridad, de los que pueden surgir propuestas de mejora.

Por último, en el apartado 9.5 se detallan los mecanismos que garantizan la adecuada gestión de un accidente en el emplazamiento y las medidas para reducir sus consecuencias, básicamente las emisiones de radiactividad al exterior.

Artículo 10. Prioridad de la seguridad

10.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios en cuanto a las políticas y los programas que debe aplicar el titular de la licencia para dar prioridad a la seguridad en las actividades de diseño, construcción y explotación de instalaciones nucleares

Según establece al Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas en su artículo 8.3, el titular deberá velar de manera continua por la mejora de las condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica de su instalación. Para ello, deberá analizar las mejores técnicas y prácticas existentes, de acuerdo con los requisitos que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear, e implantar las que resulten idóneas a juicio de dicho organismo.

Las centrales nucleares tienen establecidos sistemas de gestión conforme a lo establecido en los requisitos del OIEA GS-R-3 "The management system for facilities and activities" y la Instrucción del Consejo IS-19 "sobre los requisitos del sistema de gestión de instalaciones nucleares". En estos requisitos se define la forma de establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continuada un sistema de gestión que integre la seguridad nuclear, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, la calidad y los aspectos económicos, para garantizar que la seguridad nuclear es tenida en cuenta, de forma adecuada, en todas las actividades de la organización.

El objetivo de los requisitos del sistema de gestión es garantizar que la seguridad no se vea comprometida, considerando las implicaciones de todas las actuaciones, pero no en el marco de distintos sistemas de gestión por separado, sino de forma integrada con respecto a la seguridad. La política de seguridad nuclear es una de las políticas definidas dentro del sistema de gestión.

Los sistemas de gestión establecen medidas para la gestión segura de las centrales comenzando por establecer una buena planificación de las actividades y disponiendo de unos recursos económicos y unos recursos humanos debidamente cualificados. Durante la ejecución de las actividades están establecidos indicadores que permiten identificar tendencias negativas en los resultados obtenidos. Anualmente se revisan los planes de actuación en función de los resultados obtenidos durante la evaluación del año anterior y en función de las nuevas necesidades identificadas. En estos planes de actuación se identifican las actividades más importantes a acometer en un periodo de 5 años.

Se han establecido programas de autoevaluación que permiten hacer una valoración crítica, por parte de los responsables de las actividades o procesos, de los resultados obtenidos frente a las expectativas definidas con el fin de identificar no conformidades o propuestas de mejora que permitan avanzar en la calidad de los procesos. Se tienen establecidos procedimientos escritos de cómo realizar estas autoevaluaciones: para ello se comienza definiendo las expectativas a evaluar, se realiza un análisis de los datos obtenidos y se establece la diferencia entre las expectativas y la realidad obtenida, identificando áreas de mejora que son comunicadas a la organización.

Se tienen establecidos sistemas para la evaluación de la experiencia operativa, tanto interna como externa, con el objetivo de identificar la causa raíz de los incidentes internos para evitar su repetición. De la experiencia operativa externa se pretende identificar áreas de mejora que permitan avanzar a la organización en aquellas prácticas que se hayan identificado en otras centrales y que se considera interesante implementar en la propia.

El sistema de gestión establece la realización de evaluaciones internas independientes de las actividades y procesos relacionados con la seguridad. Estas evaluaciones son realizadas por per-

sonal que no interviene directamente en la actividad. Ejemplos de evaluaciones independientes son: auditorías de calidad, supervisiones independientes, evaluaciones realizadas por distintos comités (comité de seguridad nuclear, comité Alara, medio ambiente, comité de seguridad y salud laboral, etc.).

Las evaluaciones externas aportan información a la organización realizando comparaciones de las mejores prácticas en el sector con la forma de realizar las actividades en las centrales y permitiendo identificar áreas de mejora. Las evaluaciones realizadas por WANO mediante Peer Reviews y las realizadas por el OIEA mediante misiones OSART en las centrales nucleares españolas durante este periodo han sido:

Central	Evaluación	Fecha
Trillo	Peer Review (WANO)	2013
Cofrentes	Peer Review (WANO)	2014
Vandellós II	Peer Review (WANO)	2014
Almaraz	Peer Review (WANO)	2014
Iberdrola G.N./Cofrentes	Corporate Peer Review (WANO)	2015
Ascó	Peer Review (WANO)	2015
Trillo	Peer review follow up (WANO)	2015
CNAT /Almaraz-Trillo	Corporate Peer Review (WANO)	2015

En el análisis de los resultados de las evaluaciones externas (WANO y OIEA) se identifican temas comunes que permiten identificar proyectos comunes a todas las centrales para avanzar conjuntamente en esas áreas (definición de expectativas de comportamiento, liderazgo, utilización de herramientas de reducción del error humano, presencia de directivos en campo, etc.).

En el área de la cultura de seguridad todas las centrales tienen establecido un programa de mejora de la cultura de seguridad basado en una guía común. Este programa está dentro de otro programa más amplio que se denomina "Programa de mejora de los factores humanos y organizativos" que se explica en el artículo 12.

En el programa de mejora de la cultura de seguridad se establecen unos requisitos de formación para los especialistas en esta área. Esta formación se da en conjunto a todas las centrales con el fin de tener unos criterios homogéneos. También se identifican las posibles áreas a trabajar y en algunas de ellas se realizan proyectos conjuntos entre todas las centrales (mejora del liderazgo, cultura de seguridad en empresas colaboradoras…). Los programas de cultura de seguridad son evaluados periódicamente por el CSN.

Se tiene establecido un compromiso de realizar evaluaciones internas de cultura de seguridad cada dos años y una evaluación externa de cultura de seguridad cada 6 años. Para estas evaluaciones se recomienda utilizar una combinación de las distintas técnicas para las evaluaciones de este tipo, tales como encuestas, entrevistas, observaciones de comportamiento, discusiones en grupos de trabajo, revisión documental, etc.

Adicionalmente, aunque en general no se trate de evaluaciones externas, cabe mencionar otros organismos y foros que son fuente de información y de lecciones aprendidas para las centrales, además de WANO. Por ejemplo, todas las centrales mantienen estrecho contacto con los grupos de propietarios BWROG y PWROG, con EPRI, con NEI, instituciones de las que son miembros, bien directamente, bien a través de Unesa.

10.2 Medidas adoptadas por los titulares de la licencia para poner en práctica disposiciones sobre medidas de la seguridad, ejemplos de buenas prácticas y logros en el ámbito de la cultura de seguridad

Las centrales nucleares españolas revisan anualmente sus Planes de Actuación en donde se identifican las actividades más importantes a corto y medio plazo orientadas a mejorar la seguridad de las centrales.

La gestión del programa de acciones correctivas permite identificar la prioridad de las acciones a realizar en las centrales en función de su importancia para la seguridad. La categorización de las acciones se realiza mediante una clasificación (A, B, C y D) basada en la influencia del problema en la seguridad de la central, así como en la protección radiológica. La identificación de la causa raíz y el cumplimiento de las fechas establecidas para las acciones permite eliminar las causas del incidente, y por lo tanto, la repetición del mismo.

Se llevan a cabo medidas de refuerzo de las expectativas de comportamiento y refuerzo del liderazgo a todos los niveles, donde se ratifica que la seguridad es lo más importante. Para ello se utilizan los distintos documentos que tanto el OIEA como WANO emiten para tal fin.

Se reciben misiones técnicas en las centrales y se participa en evaluaciones y misiones técnicas en el extranjero. Expertos de las centrales nucleares españolas han participado durante los años 2013, 2014 y 2015 en 41 misiones interpares de WANO realizadas en centrales nucleares, y en 26 misiones técnicas de WANO desarrolladas en centrales nucleares.

10.3 Procesos reguladores para el seguimiento y supervisión de las disposiciones aplicadas por los titulares de la licencia para dar prioridad a la seguridad

La supervisión que realiza el CSN se enmarca dentro de las siguientes actividades:

- Los Sistemas de Gestión de las centrales nucleares establecen los procesos de Planificación Estratégica a largo plazo, el análisis y priorización de proyectos que definen el Plan de Inversiones a medio plazo (5 años), y el Plan Operativo o presupuesto anual. El CSN es informado anualmente de la planificación de inversiones de las centrales nucleares y supervisa los planes de mejora para mantener y reforzar los aspectos de seguridad. Por otro lado, el plan de inspección anual del CSN prevé la realización de inspecciones del Sistema de Gestión.
- En el ámbito del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), se incluye la supervisión de la Cultura de Seguridad, que se realiza a través de las herramientas que proporciona este programa, en particular la Supervisión a través de programas: mediante el procedimiento de inspección PT.IV.224 *"Programas de Organización y Factores Humanos (OyFH)",* uno de cuyos objetivos es inspeccionar el proceso establecido en cada central nuclear en sus Programas de Cultura de Seguridad (especialistas, medios, evaluaciones, acciones en curso, etc.).

10.4. Medidas utilizadas por el organismo regulador para priorizar la seguridad en sus propias actividades

Los objetivos y estrategias globales del organismo los establece el Consejo y se recogen en el Plan Estratégico del CSN, que representa el compromiso de toda la organización en relación con el objetivo fundamental de la seguridad nuclear y radiológica así como con las vías para cumplirlo. Estos objetivos se despliegan en planes anuales, que son aprobados por el Consejo.

El Manual de Sistema de Gestión, (MSG), del CSN establece, como política de seguridad, dar prioridad a los aspectos esenciales para la seguridad, optimizando la eficacia en el uso de los recursos del CSN y de los titulares.

Toda la planificación estratégica del CSN gira sobre la seguridad nuclear y radiológica como único objetivo, frente al que habrán de validarse y alinearse el conjunto de políticas o ejes estratégicos que se definan, así como las decisiones que se tomen y las actividades que se lleven a cabo. Esta decisión posibilita la jerarquización de los demás objetivos y permite disminuir el grado de discrecionalidad en la actuación reguladora del Consejo, unificando su gestión en torno a dicho referente.

Considerando que el responsable de la seguridad de las instalaciones y de las actividades es el titular de las mismas, responsabilidad que no puede delegarse, este objetivo único y fundamental del CSN debe entenderse como el cometido de establecer las normas y el marco reglamentario y velar por su cumplimiento para la protección de las personas y el medio ambiente contra los riesgos asociados a las radiaciones ionizantes.

En cumplimiento de este objetivo, el CSN como resultado de las Revisiones Periódicas de Seguridad establece requisitos destinados a la implantación de mejoras de la seguridad. Adicionalmente y tras el accidente de Fuskushima, el CSN también ha requerido la implantación en las instalaciones nucleares españolas de todas las medidas de seguridad derivadas del accidente de dicha central nuclear y promueve la mejora de la normativa y los controles necesarios.

A continuación se indican cuáles son las líneas generales de priorización de actividades del CSN en sus procesos operativos relacionados con las centrales nucleares.

Proceso de desarrollo normativo

El Consejo tiene como objetivo estratégico el desarrollo de la pirámide normativa y el compromiso de armonización de la normativa de seguridad nuclear y gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado con Wenra, adaptando la legislación a las necesidades actuales, teniendo en cuenta los desarrollos normativos de carácter internacional y las actividades de armonización de la normativa europea.

Proceso de Supervisión y control

El Consejo tiene como objetivo estratégico disponer de un **sistema regulador** y unas prácticas homologables con las de los países más avanzados, adaptados a las exigencias cambiantes del entorno, que garanticen un elevado nivel de seguridad de las instalaciones y actividades a lo largo de su ciclo de vida, y que:

- Se centren en los aspectos esenciales para la seguridad, reforzando la responsabilidad de los titulares.
- Integren armónicamente metodologías deterministas y probabilistas, manteniendo suficientes márgenes de seguridad y el principio de defensa en profundidad.
- Se orienten progresivamente hacia un proceso basado en el comportamiento, dirigido a la vigilancia de los procesos importantes para la seguridad, haciendo que las actuaciones del CSN sean sistemáticas, integrales, predecibles e informadas por el riesgo.

Para lograr este objetivo estratégico ha establecido el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales, (SISC), ya descrito en otros apartados de este informe. Este proceso está sometido a auditorías independientes realizadas por personas que no participan en el proceso y los resultados del SISC se publican en la web externa del CSN.

Proceso de concesión de autorizaciones

Con el objetivo de desarrollar el modelo integrado y específico para el licenciamiento de las instalaciones nucleares, en todas sus fases, el CSN ha desarrollado procedimientos de evaluación de las solicitudes que sistematizan el alcance y contenido de las evaluaciones.

Este proceso está sometido a auditorías independientes realizadas por personas que no participan en el proceso. El CSN publica en la web externa los informes en que se basan sus decisiones en los procesos de autorización.

Proceso sancionador

El CSN ha establecido un procedimiento interno para tratamiento de las propuestas de incoación de expediente sancionador.

El Comité de Revisión de Expedientes Sancionadores es responsable de analizar las propuestas de expedientes sancionadores, apercibimientos, medidas cautelares, intervención, prohibición y amonestación; unificar criterios y asesorar sobre la propuesta iniciada por la unidad organizativa correspondiente, así como sobre las manifestaciones de los interesados, si las hubiera, formalizando documentalmente los acuerdos adoptados.

10.5. Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan elementos importantes que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

Así, en el apartado 10.1 se especifican las disposiciones reglamentarias que requieren que los titulares analicen las mejores prácticas en materia de seguridad para su potencial implantación. En 10.2 se explica que en los Planes de Actuación de cada titular se identifican y concretan las actividades de mejora de la seguridad, y que los procesos internos de los titulares, tales como los programas de gestión de acciones correctivas, disponen de mecanismos de priorización de las acciones de mejora, basados en la importancia para la seguridad.

En los apartados 10.1, 10.2 y 10.3 se describen diversos programas y actividades importantes de los titulares en materia de evaluaciones periódicas y sistemáticas de aspectos de seguridad, tales como los programas de auto-evaluación; las evaluaciones internas independientes, que incluyen las auditorías de calidad, las supervisiones independientes, las evaluaciones de los comités de seguridad nuclear, del comité Alara y de otros comités del titular; las evaluaciones externas, destacando las realizadas por WANO (peer reviews) y por el OIEA (misiones OSART y otras); los programas de evaluación de la experiencia operativa interna y externa; y las evaluaciones internas y externas de cultura de seguridad.

Asimismo, se ponen de relieve los mecanismos establecidos por los titulares para adquirir y compartir las mejores prácticas y lecciones aprendidas, con organizaciones como WANO, los grupos de propietarios BWROG y PWROG, EPRI o NEI.

Finalmente, en el apartado 10.4 se mencionan, entre las medidas implantadas en el propio organismo regulador para garantizar la prioridad de la seguridad, algunos elementos que contribuyen al logro de los principios de la Declaración de Viena, tales como los procesos existentes para establecer requisitos de mejora continua de la seguridad de las instalaciones (p.e., a través de los resultados de las RPS). En este sentido, se destaca el proceso específico seguido tras el accidente de Fukushima, muchas de cuyas acciones de mejora requeridas están en línea con los principios de la Declaración de Viena. Asimismo, se destaca el objetivo estratégico del CSN de disponer de prácticas reguladoras homologables a las de los países más avanzados, para lo cual también a nivel regulador existen los mecanismos pertinentes para compartir y adquirir las mejores prácticas. También se destacan los procesos internos del CSN que están sometidos a auditoría independiente; el programa de auditorías del CSN constituye un mecanismo de revisión periódica y sistemática.

Artículo 11. Recursos financieros y humanos.

11.1. Recursos financieros

En relación con las inversiones en seguridad por parte de los explotadores, el Sistema de Gestión Integrada incluye una serie de procedimientos de planificación de inversiones relacionadas con la seguridad. Este sistema tiene por objeto garantizar que se detectan, y reciben la atención adecuada, todas las potenciales necesidades de inversión, pudiendo cualquier unidad de la organización proponer acciones que lleven implícitas nuevas inversiones. Para su priorización se clasifican de acuerdo con los siguientes criterios en el orden en que aparecen:

1) Requisitos de las autoridades reguladoras.
2) Mejora de seguridad nuclear, protección radiológica, prevención de riesgos y protección medioambiental.
3) Actualización tecnológica o mejora de la central.
4) Rentabilidad.

Para la disposición de recursos financieros necesarios en el caso de emergencia radiológica, las centrales españolas disponen de una cobertura asegurada que cubre tanto el potencial impacto radiológico fuera de las instalaciones, como los gastos potenciales de descontaminación de éstas. Estas coberturas vienen reguladas por la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos.

11.2. Recursos humanos

Disposiciones y requisitos reglamentarios en relación con el personal, las cualificaciones, la capacitación y el readiestramiento del personal de instalaciones nucleares

El CSN dispone de varias Instrucciones donde se definen los requisitos de cualificación del personal que trabaja en las centrales nucleares.

Por un lado está la Instrucción IS-11, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, y por otro la Instrucción IS-12 por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en el ámbito de las centrales nucleares, cuyas funciones estén relacionadas con la operación segura de la planta, mediante el desempeño de manera eficiente y segura de las tareas asignadas a cada puesto de trabajo. El término cualificación incluye: titulación académica, experiencia, y formación inicial y continua.

Adicionalmente también existe la Instrucción IS-03, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes. En la misma se detallan los requisitos sobre formación y experiencia mínimas que el CSN considera necesarias para los aspirantes a ser reconocidos como expertos en protección contra las radiaciones ionizantes, tanto en lo que respecta a los responsables del Servicio de Protección Radiológica como a los técnicos a su cargo.

También el CSN dispone de la IS-06 que define el alcance y contenido de los programas de formación en materia de protección radiológica de los trabajadores externos en el ámbito de las instalaciones nucleares, siendo de aplicación a las empresas externas, instalaciones y trabajadores externos.

Los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares están adaptados al cumplimiento de los requisitos definidos por el CSN en las Instrucciones anteriores, incluyendo, además del per-

sonal de plantilla, a los contratistas permanentes y a los esporádicos, definiendo perfiles tipo y realizando análisis de idoneidad y requerimientos de formación para todos los trabajadores.

Métodos empleados para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de todas las actividades relacionadas con la seguridad que se realizan en las instalaciones nucleares

Para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de todas las actividades relacionadas con la seguridad nuclear que se realizan en las instalaciones nucleares, se ha optado por un diseño sistemático inspirado en la metodología SAT (*Systematic Approach to Training*), cuyo objetivo es determinar: los objetivos de aprendizaje de acuerdo a los resultados obtenidos de un análisis del puesto de trabajo previo; el diseño del programa de formación y entrenamiento, y la implantación del mismo basada en dichos objetivos de aprendizaje; las herramientas y recursos humanos necesarios para su consecución satisfactoria; la evaluación del grado de cumplimiento personal con los objetivos de aprendizaje previstos; y por último, la evaluación y revisión del programa de formación y entrenamiento, basándose en la actuación del personal en su puesto de trabajo.

Tanto los programas de formación inicial como de formación continua son el resultado de dicho proceso sistemático. El grado de complejidad del mismo se ha realizado en función de los distintos puestos de trabajo, siendo el más completo el del personal con licencia de operación.

Para la gestión efectiva de los programas de formación se han creado los Comités de Formación, en los que la presencia de los jefes de las líneas es imprescindible. Su participación en las fases del proceso de formación es clave para que la formación se focalice en la mejora del desempeño del personal.

El titular de una central nuclear tiene que asegurarse de que todo el personal está en posesión de las cualificaciones adecuadas para las funciones que le van a ser asignadas.

El personal nuevo y el que cambia de puesto de trabajo se cualifica de acuerdo con la regulación y la aplicación de la metodología SAT antes indicada, que requiere:

- Realización de una formación inicial por el personal nuevo de acuerdo con el plan de formación inicial definido para cada puesto de trabajo en la central.
- Realización de la formación necesaria por el personal que cambia de puesto de trabajo tras el correspondiente análisis de la formación que le faltaría para ocupar el nuevo puesto.
- Entrenamiento en el puesto de trabajo, bajo la supervisión de personal experimentado.
- Solape cuando es necesario.

La renovación de su cualificación se lleva a cabo, de media, cada cinco años.

Disposiciones para la capacitación inicial y el readiestramiento del personal de operaciones, incluida la capacitación en los simuladores

La cualificación inicial de los operadores de Sala de Control tiene una duración de 36 meses, entre clases lectivas, estudio tutelado, prácticas en el simulador y entrenamiento en el puesto de trabajo. Las prácticas en simulador deben tener una duración de al menos 240 horas y las de entrenamiento en el puesto de trabajo 1.200 horas.

En el caso de la cualificación inicial de los supervisores de Sala de Control es requisito tener un mínimo de tres años de experiencia como operador y seguir un programa de formación de un mínimo de 12 meses, en los que debe haber al menos 100 horas de prácticas en el simulador y 500 horas de entrenamiento en el puesto de trabajo.

Una vez obtenida la licencia, tanto de operador de Sala de Control como de supervisor, el personal tiene que seguir un programa anual de formación continua de 100 horas de clase lectiva y un mínimo de 20 horas de simulador que, en la práctica, actualmente es de entre 40 y 50 horas anuales.

Para el personal con licencia de operación de Sala de Control, la regulación requiere la renovación de la licencia cada seis años.

El proceso completo está documentado y es inspeccionado regularmente.

Capacidades de los simuladores de centrales nucleares utilizados para la capacitación respecto de la fidelidad a la central y alcance de la simulación

Cada central nuclear tiene su propio simulador de alcance total replica de sala de control.

Con respecto a las capacidades de los simuladores, se ha extendido su rango de operación a aquellas maniobras de operación normal, anormal y de emergencia asociadas a la operación con inventario reducido en el primario o recarga. Los simuladores han incorporado las modernizaciones de los sistemas de control digital de las plantas con la máxima fidelidad física y funcional, utilizando las soluciones de simulación más actualizadas. Las modificaciones de diseño más relevantes se han instalado anticipadamente en los simuladores, sirviendo éstos de plataforma de validación tanto desde el punto de vista funcional como en los aspectos relacionados con la Ingeniería de Factores Humanos.

Disposiciones para la capacitación del personal de mantenimiento y de apoyo técnico

Como se ha mencionado anteriormente, los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares están adaptados al cumplimiento de los requisitos definidos por el CSN en las Instrucciones anteriores, incluyendo, además del personal de plantilla, a los contratistas permanentes y a los esporádicos, definiendo perfiles tipo y realizando análisis de idoneidad y requerimientos de formación para todos los trabajadores.

Mejoras de los programas de capacitación como resultado de nuevos conocimientos derivados de análisis de seguridad, la experiencia operacional, el desarrollo de métodos y prácticas de capacitación

Como novedad importante, en el periodo del informe se han incorporado a los programas de formación inicial y continua, aquellos requisitos de formación y cualificación derivados de las nuevas tareas del personal que han aparecido con motivo de la implantación de mejoras en las centrales nucleares después del accidente de Fukushima, con una componente de formación práctica elevada.

Métodos utilizados para evaluar la suficiencia del personal en instalaciones nucleares

La planificación de la plantilla se lleva a cabo teniendo en cuenta la implantación del Plan Estratégico, los planes de jubilación y el tiempo dedicado a las actividades de cualificación descritas. Como singularidad, las vacantes de sala de control se planifican con ocho años de antelación.

El dimensionamiento de una plantilla cualificada y experimentada está basado en:

- El cumplimiento con la regulación aplicable.
- La experiencia sobre carga de trabajo asociada a los distintos procesos para la gestión de la explotación de las centrales.
- El *benchmarking* realizado con centrales de la misma tecnología y similar regulación.

Política o principios que rigen el uso del personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia

Los principios que rigen la utilización de personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia, para conseguir un alto nivel de funcionamiento, incluyen lo siguiente:

- La responsabilidad final de garantizar la seguridad nuclear reside en los mandos de la organización del titular, no puede ser delegada en el personal de apoyo.
- Las normas y expectativas para la realización de las actividades del personal de apoyo son las mismas y del mismo elevado nivel que las requeridas para el personal propio.
- El personal de apoyo conoce y hace uso de los mismos procesos de la organización del titular para la realización de sus actividades.
- El personal de apoyo que realiza su trabajo de una forma independiente (es decir, bajo su propia supervisión) está debidamente cualificado con criterios dimensionados al mismo nivel que el requerido para el personal propio.
- Las expectativas de seguridad laboral son claramente comunicadas al personal de apoyo que realiza sus actividades en la planta.
- Los roles y responsabilidades del Supervisor, independientemente de si es personal de plantilla o de apoyo, están claramente definidas y robustamente implementadas en la supervisión de las actividades del personal de apoyo.

Métodos utilizados para evaluar la cualificación y capacitación del personal del contratista

Para evaluar la cualificación y capacitación del personal contratista, el primer paso que tiene que cumplir el titular es adoptar las medidas necesarias para garantizar que la selección de la empresa externa es adecuada bajo este punto de vista. Dichas medidas están claramente definidas en la Instrucción del Consejo IS-12:

- Comprobación de que el sistema de calidad de la empresa externa contempla medidas adecuadas para asegurar la competencia de su personal, incluyendo programas de formación y entrenamiento y los registros necesarios para demostrar su cualificación.
- Comprobación previa al inicio de los trabajos, de que el personal asignado por la empresa externa, para realizar los trabajos contratados, tiene la cualificación requerida.
- Finalización satisfactoria de los segmentos del programa de formación básica (salvo labores realizadas bajo escolta) y específica de la central nuclear (salvo supervisión permanente por parte de personal de la central nuclear) que le sean aplicables para el desempeño de las tareas asignadas al personal asignado por la empresa externa, previa al inicio de los trabajos.

Adicionalmente, el titular debe exigir a los contratistas permanentes el cumplimiento de un programa de formación continua, diseñado de acuerdo con los criterios definidos en la Instrucción del Consejo IS-12, que permita a los trabajadores mantener la cualificación para el correcto desempeño de los trabajos contratados.

Descripción de la oferta y la demanda nacionales de expertos en materia de ciencia y tecnología nucleares

Las nuevas contrataciones se planifican con la antelación suficiente para que, en el caso de sustitución de personal que se jubila, haya tiempo suficiente para programar la formación necesaria y haya además el solape adecuado para que el relevo se haga transfiriendo el máximo conocimiento posible. En el caso de que se trate de un refuerzo organizativo se le da la formación requerida antes de ocupar el puesto de trabajo.

En España existen varios programas educativos que proporcionan a sus estudiantes un conocimiento profundo de los fundamentos teóricos y prácticos de la ingeniería nuclear y de la tecnología asociada a la producción de energía mediante la fisión nuclear. Estos programas educativos cuentan con la colaboración del CSN, de los titulares, y de organismos nacionales e internacionales. Como ejemplos destacan:

— Master en Ciencia y Tecnología Nuclear (Universidad Politécnica de Madrid)
— Master en Ingeniería Nuclear y Aplicaciones-MINA (Ciemat).
— Master en Protección Radiológica en Instalaciones Radiactivas y Nucleares (Universidad Politécnica de Valencia).
— Master in Nuclear Engineering (Universidad Politécnica de Cataluña).
— European Master in Nuclear Energy-EMINE (Universidad Politécnica de Cataluña).

Actualmente la oferta de titulados en disciplinas relativas a la tecnología nuclear, es superior a la demandada por el sector nuclear español.

Métodos utilizados para el análisis de la competencia, la disponibilidad y la suficiencia de personal adicional requerido para la gestión de accidentes muy graves, comprendido el personal contratado o el personal de otras instalaciones nucleares

Una Organización de Respuesta ante Emergencias está integrada por el personal explotador, empresas colaboradoras y las organizaciones de Apoyo Exterior indicadas en el Plan de Emergencia Interior (PEI). La base de partida para la constitución de la Organización de Respuesta ante Emergencias en caso de ocurrir un accidente constituye el personal del turno presente en la central en el momento de iniciarse la emergencia y el personal de retén que se incorpora a la central de acuerdo a lo establecido en el Plan de Emergencia Interior. Según la gravedad y características de la misma, la organización se va incrementando progresivamente hasta llegar a su grado máximo para así poder acometer todas las medidas de mitigación previstas.

Una Organización de Respuesta ante Emergencias debe estar dimensionada para poder afrontar las acciones requeridas para hacer frente a accidentes base de diseño y para ejecutar las estrategias de mitigación derivadas de los análisis de situaciones más allá de la previstas en la bases de diseño, de acuerdo con lo previsto en los procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidentes severos, así como en los procedimientos que desarrollan el plan de emergencia interior de la instalación.

Para llegar a definir la dotación y los medios humanos que son necesarios, en todo momento, en una Organización de Respuesta ante Emergencias de una Central Nuclear los titulares han diseñado una metodología específica, de tal forma que se garantice la capacidad de afrontar y mitigar eventos causados por sucesos extremos tales que supongan una condición más allá de las bases de diseño establecidas en la central, así como potenciales eventos con daños extensos en todo el emplazamiento.

Esta metodología se ha desarrollado a partir de estándares de la industria nuclear americana (NEI 06- 12 rev. 2, NEI 12-06 rev. 1, NEI 12-01 rev. 0, NEI 10-5 rev. 0), así como de las diversas Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima emitidas por el CSN y las Guías de Seguridad asociadas.

Se ha desarrollado una metodología común con el objeto de crear un proceso dinámico y sostenible en el tiempo, de tal forma que todas las centrales nucleares españolas puedan comprobar y revisar, en todo momento, cómo los cambios realizados en la instalación o en la organización, las experiencias operativas surgidas o las mejoras implantadas en las instalaciones pueden afectar a las dotaciones necesarias para mitigar las emergencias. Un proceso secuencial, permite evaluar periódicamente el impacto de los diversos requerimientos surgidos en la Organización de Respuesta ante Emergencias de la central y modificar esta última adecuadamente en función de los cambios que puedan identificarse.

Todas las actuaciones, y por tanto las dotaciones, se establecen con recursos propios; es decir, los posibles apoyos y recursos externos como el Centro de Apoyo en Emergencias (CAE), Unidad Militar de Emergencias (UME), Organizaciones Externas o personal de otras centrales nucleares se constituyen como una ayuda adicional pero no se han tenido en cuenta para el dimensionamiento de los recursos propios.

Actividades de examen y control regulador

El CSN lleva a cabo actividades de supervisión y control en relación con los recursos humanos de las centrales nucleares de la forma siguiente:

- Se requiere que cada planta haya analizado y documentado las necesidades de capacidad técnica y dotación mínima de los recursos humanos de cada departamento organizativo para una explotación segura de la central.
- Se deben analizar y documentar los cambios organizativos y de recursos humanos relacionados con funciones de Seguridad Nuclear o Protección Radiológica, para garantizar que se siguen desempeñando adecuadamente las funciones y que el cambio y su gestión no tienen un impacto negativo en la seguridad.
- Anualmente las centrales nucleares remiten al CSN un informe con las modificaciones o actualizaciones relacionadas con la optimación de los recursos humanos de su organización. El CSN realiza una supervisión anual de los cambios organizativos de las centrales nucleares, revisando en más detalle aquellos más significativos de cada instalación.

Como ya se ha indicado, en lo concerniente a la cualificación del personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad, el CSN cuenta con las instrucciones IS-11 para personal con licencia de operación, e IS-12 para el resto del personal, en centrales nucleares.

En cuanto al personal con licencia de operación, la concesión de la misma por el CSN requiere la adecuada cualificación previa de los aspirantes y la superación de las pruebas de examen (escrito, de simulador de sala de control y de planta) establecidas por el Tribunal de Licencias de Operación del CSN. La renovación de las licencias de operación es concedida por el CSN, cada seis años, previa solicitud y comprobación del cumplimiento de los requisitos establecidos en la IS-11.

El CSN realiza inspecciones bienales a los programas de formación del personal de las instalaciones nucleares, tanto de personal de plantilla, como de personal contratado permanente y esporádico. Estas inspecciones abarcan tanto a personal con licencia de operación como al resto de personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad. En estas inspecciones se incluyen aspectos relacionados tanto con la supervisión de la política, organización, recursos humanos y materiales, procesos y procedimientos puestos en marcha por el titular para el diseño sistemático de la formación del personal, como con los programas de formación resultantes y su implantación, así como con comprobaciones del cumplimiento de los requisitos de cualificación del personal (titulación académica, experiencia, formación inicial y continua). Asimismo, dentro del alcance de estas inspecciones se incluyen los aspectos relacionados con el mantenimiento de la fidelidad física y funcional de los simuladores réplica de alcance total.

11.3. Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan elementos que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

En el apartado 11.2 se detalla que se han incorporado a los programas de formación inicial y continua, aquellos requisitos de formación y cualificación derivados de la implantación de mejoras en las centrales nucleares después del accidente de Fukushima, con una componente de formación práctica elevada.

Artículo 12. Factores humanos

12.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios a fin de tener en cuenta factores humanos y de organización para la seguridad de las instalaciones nucleares

Los principales requisitos relacionados con los factores humanos y de organización se detallan a continuación.

IS-19, sobre requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (2008): aplicados a la organización, esta instrucción define los requisitos para establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continua un sistema de gestión, en las instalaciones nucleares, que integre la seguridad nuclear y protección radiológica, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, y la calidad.

IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares (2009): se requiere incorporar adecuadamente los métodos y criterios de factores humanos en todas las fases del proceso y actividades de las modificaciones.

IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares (2010): se requiere al titular de la instalación tener en cuenta los aspectos relacionados con los factores humanos durante el ciclo de vida de la misma, de manera que se mejore la seguridad de la explotación tanto en condiciones normales como en sucesos operacionales y en situaciones de accidente. Además, el titular de la instalación deberá prestar especial atención y disponer de programas específicos para reducir, detectar y corregir los errores humanos.

IS-27, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares (2010): el diseño de ESC importantes para la seguridad deberá tener en cuenta los principios y técnicas de ingeniería de factores humanos. Además, el diseño de la sala de control tendrá en cuenta los factores humanos. La sala de control estará provista de dispositivos visuales, y en su caso, acústicos, que identifiquen los procesos y condiciones que se han desviado respecto a su condición normal y puedan afectar a la seguridad. El operador dispondrá de la información necesaria para poder comprobar la actuación y el efecto de las acciones automáticas.

12.2. Consideración de los factores humanos en el diseño y modificaciones ulteriores

El objetivo de la ingeniería de factores humanos en el diseño es conseguir una consideración adecuada del rol y de la contribución de las personas al funcionamiento seguro y fiable de las instalaciones, asegurando que las modificaciones generadas sean compatibles con las características y limitaciones humanas.

Las actividades relacionadas con factores humanos en modificaciones de diseño son: revisión de los paneles de la sala de control, mejora de la interfase hombre-máquina, evaluación del cambio de ubicación de elementos, variaciones de las condiciones de trabajo, cambios de sistemática, uso de nuevas herramientas, trabajos de simuladores, etc.

Se ha estudiado en profundidad todo lo relacionado con la interfase hombre máquina en la sala de control de las centrales nucleares españolas conforme a lo indicado en las publicaciones de la NRC NUREG 0700 revision 2 (*Human-System Interface Design Review Guidelines*) y NUREG 0711 revision 2 (*Human Factors Engineering Program Review Model*).

Se ha establecido una sistemática general de revisión de las modificaciones de diseño desde el punto de vista de los factores humanos basada igualmente en los documentos antes mencionados (NUREG 0700 y 0711).

12.3. Métodos y programas del titular de la licencia para analizar, prevenir, detectar y corregir errores humanos en la explotación y mantenimiento de las instalaciones nucleares

Las centrales nucleares españolas tienen establecidos programas de mejora de la seguridad en organización y factores humanos. El programa permite: identificar, controlar y reforzar los aspectos "organizativos" y "humanos" antes de que puedan influir negativamente en la seguridad de la central y en su disponibilidad.

Los objetivos del programa de O y FH son:

- Minimizar o evitar, en la medida de lo posible, que aspectos de organización y factores humanos influyan negativamente en la seguridad de la central y en su disponibilidad, analizando los problemas que surgen como consecuencia de los mismos, e identificando y ejecutando las acciones correctivas necesarias para evitar su repetición.
- Desarrollar actividades organizativas relacionadas con evaluaciones externas e internas, incluidas las pertenecientes a Cultura de Seguridad.
- Dar respuesta a los requisitos organizativos de Cultura de Seguridad y Factores Humanos propuestos por organismos externos.
- Evaluar los cambios organizativos de acuerdo a la sistemática establecida.
- El diseño de los equipos, sistemas y su interfase hombre-máquina así como las modificaciones de diseño se realizan teniendo en cuenta las capacidades y limitaciones humanas y de acuerdo con los principios y prácticas de Factores Humanos reconocidas.
- Seguimiento de las actividades desarrolladas mediante supervisión.
- Colaborar en los proyectos de organización y factores humanos, de formación e investigación.
- Participar en foros externos de debate, intercambio e investigación sobre mejoras en Organización y Factores Humanos.

Adicionalmente el Programa de O y FH pretende:

- Establecer unos objetivos y expectativas sobre los que autoevaluar el programa.
- Coordinar los diferentes proyectos y actividades, homogeneizando criterios.
- Disponer de técnicos expertos en minimización de errores humanos.
- Permitir una continuidad del programa a medio y largo plazo.

Con el fin de utilizar sinergias entre las centrales, se ha establecido dentro de Unesa, un grupo de coordinación de especialistas de organización y factores humanos con el fin de intercambiar información, coordinar las relaciones con el Consejo de Seguridad Nuclear y desarrollar proyectos de investigación y realizar cursos para especialistas de organización y factores humanos. Cada central tiene definida una organización responsable de establecer planes de mejora relacionados con los factores humanos y organizativos. Estas organizaciones cuentan con expertos en estas materias. Se ha definido una formación común para los especialistas de organización y factores humanos y esta formación se imparte de forma conjunta para todos los especialistas de las centrales.

También se han establecido programas para comprobar el correcto estado de las personas que trabajan en las centrales nucleares (*Fitness for Duty*).

La utilización de simuladores de sala de control permite observar el comportamiento durante los entrenamientos. Se refuerzan actitudes como el liderazgo, la actitud cuestionadora, el trabajo en equipo y la utilización de herramientas de minimización de errores durante la realización de distintos escenarios en los simuladores de sala de control.

Se han establecido en las centrales simuladores de factores humanos que permiten reforzar las expectativas de comportamiento mediante la simulación de trabajos y prácticas reales de las centrales.

En particular se han establecido planes para el fortalecimiento de las expectativas de comportamiento. Uno de los primeros pasos que se ha realizado ha sido la revisión de las citadas expectativas de comportamiento, comparándolas con los mejores estándares de la industria nuclear. A continuación se han establecido planes de comunicación y concienciación de estas expectativas. Una vez definidas y comunicadas, se ha supervisado su cumplimiento con el fin de identificar debilidades y establecer acciones para corregir estas debilidades.

Se ha reforzado la utilización de herramientas de minimización de errores humanos, tales como: adherencia a procedimientos, reuniones previas a los trabajos, reuniones posteriores a los trabajos, doble verificación, verificación independiente, uso de alfabeto fonético, uso de la experiencia operativa, etc.

Se continúa trabajando en los programas de fortalecimiento de la cultura de seguridad y en los programas de organización y factores humanos. Se tienen procedimientos comunes entre las centrales nucleares para la realización de evaluaciones internas de cultura de seguridad y se ha adquirido el compromiso de realizarlas cada dos años.

Se realizan evaluaciones externas periódicas de cultura de seguridad y se participa en congresos y grupos internacionales relacionados con los temas de cultura de seguridad y organización y factores humanos.

Se coordinan todas las actividades comunes de las centrales nucleares españolas mediante un grupo de especialistas de organización y factores humanos, dentro de Unesa, en donde se intercambian experiencias y se desarrollan proyectos comunes.

Se han establecido simuladores de factores humanos en donde se refuerzan las expectativas de comportamiento y el uso de herramientas de minimización de errores.

Se tienen establecidos cursos periódicos, para todas las personas que trabajan en las centrales nucleares (personal propio y contratado), relacionados con cultura de seguridad y factores humanos y organizativos.

12.4. Autoevaluación de cuestiones administrativas y organizativas por la entidad explotadora.

Las centrales nucleares españolas tienen establecidos programas de autoevaluación con el fin de perseguir la mejora continua de las actividades y procesos que se desarrollan en la Organización, mediante la identificación y evaluación de deficiencias y oportunidades de mejora, a través de la implicación directa del personal en el examen crítico y en la mejora de sus propios trabajos y resultados.

Se tiene establecido un método para la preparación, revisión, aprobación y evaluación posterior de los cambios organizativos de la empresa, que garantice, razonablemente, una adecuada identificación y evaluación de los posibles impactos que tendrá el cambio sobre la explotación segura de la Central, con anterioridad a su implantación.

12.5. Disposiciones para obtener información sobre la experiencia relacionada con los factores humanos y aspectos organizativos

El análisis de las entradas en el Programa de Acciones Correctivas permite identificar tendencias negativas en temas relacionados con organización y factores humanos. El estudio de tendencias está establecido en las centrales nucleares.

A través de Unesa se tienen establecidos grupos de especialistas en el programa de acciones correctivas y especialistas de organización y factores humanos que permiten intercambiar infor-

mación y establecer criterios comunes para el tratamiento de la información que se obtiene del análisis de tendencias, estableciéndose actividades comunes encaminadas a avanzar en las áreas de mejora identificadas.

La realización de supervisiones del comportamiento, de acuerdo a las expectativas de comportamiento humano definidas en cada central, permite identificar áreas de mejora que se realiza mediante el refuerzo de los responsables de los trabajos, la comunicación de las expectativas y el refuerzo realizado durante los cursos de formación.

La realización periódica de evaluaciones internas y externas de cultura de seguridad es otra fuente de información que permite conocer el estado real de la realización de las actividades en las centrales.

La evaluación y difusión de la experiencia operativa, propia y ajena, relacionada con factores humanos y organizativos permite a la organización tomar conciencia de los problemas reales que se dan en estas áreas y también permite establecer acciones encaminadas a mejorarlas.

12.6. Actividades de examen y control regulador

El CSN hace un seguimiento de los requisitos y normas relacionados con factores humanos y organizativos emitidos en el país origen de los proyectos, y de las prácticas internacionales, adecuando su normativa y prácticas reguladoras. Es responsabilidad de los titulares de las instalaciones nucleares la realización de las acciones necesarias para dar respuesta a los requisitos aplicables y para establecer procesos de mejora continua de la seguridad en este ámbito, y es función del CSN la supervisión de que dichas actuaciones sean adecuadas. En este sentido, durante este periodo, el CSN ha continuado sus labores de evaluación e inspección.

El CSN ha llevado a cabo a lo largo de este periodo el seguimiento del estado de implantación de los programas de OyFH propiamente dichos y de los proyectos y actividades que incluyen, a través de la evaluación de solicitudes de los titulares, de reuniones en el grupo mixto de trabajo CSN-Unesa en Organización y Factores Humanos y, especialmente, a través de las inspecciones bienales del plan base de inspección del CSN relacionadas con factores humanos y organizativos. Entre los proyectos y actividades supervisados por el CSN cabe destacar el desarrollo de simuladores de factores humanos en las centrales nucleares españolas, los programas de cultura de seguridad, los análisis de factores humanos en la experiencia operativa, la ingeniería de factores humanos en las modificaciones de diseño, las actividades de supervisión de trabajos y observación de comportamientos, los proyectos de análisis de viabilidad de acciones humanas y la gestión de cambios organizativos.

12.7. Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan elementos que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

En el apartado 12.3 se describe como se han establecido planes para el fortalecimiento de las expectativas de comportamiento, de la cultura de seguridad, y en programas de organización y factores humanos en centrales nucleares. Adicionalmente, también se explica cómo se realiza la evaluación de estos planes de forma periódica.

Artículo 13. Garantía de calidad

13.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios para los programas de garantía de calidad, los sistemas de gestión de la calidad o los sistemas de gestión de los titulares de las licencias

El Consejo de Seguridad Nuclear requiere que todas las centrales nucleares tengan establecido un programa de garantía de calidad. En el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas se requiere el establecimiento de un programa de garantía de calidad; en la Instrucción del Consejo IS-19, sobre requisitos del sistema de gestión en las instalaciones nucleares, se indica que los sistemas de garantía de calidad han de cumplir con la norma española UNE-73401:1995 "Garantía de calidad en instalaciones nucleares" en la que se establecen los 18 criterios en los que han de estar basados los manuales de garantía de calidad.

13.2. Situación respecto de la puesta en práctica de sistemas integrados de gestión en las instalaciones nucleares

Como ya se ha indicado, las instalaciones nucleares tienen establecidos sistemas de gestión conforme a lo establecido en la Instrucción del Consejo IS-19, basada en los requisitos de seguridad del OIEA GS-R-3. En estos sistemas se define la forma de establecer, implantar, evaluar y mejorar de forma continuada un sistema de gestión que integre la seguridad nuclear, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, la calidad y los aspectos económicos, para garantizar que la seguridad nuclear es tenida en cuenta, de forma adecuada, en todas las actividades de la organización.

13.3. Elementos principales de un programa de garantía de calidad, sistema de gestión de calidad o sistema de gestión típico que abarque la totalidad de los aspectos de la seguridad durante toda la vida útil de la instalación nuclear, incluida la realización por los contratistas de actividades relacionadas con la seguridad

La implantación de un programa de garantía de calidad tiene por objeto poder asegurar de forma razonable que las estructuras, sistemas, equipos y componentes, así como el uso que se hace de ellos, son los adecuados, en orden a conseguir que la explotación de las centrales se realice de forma segura, fiable y documentada.

El programa de garantía de calidad establece la aplicación de un conjunto de actividades sistemáticas, documentadas y planificadas relacionadas con la seguridad de la instalación. El programa se aplica a actividades tales como el diseño, las compras, la fabricación, el manejo y el transporte de materiales, el almacenamiento de materiales, la construcción, el montaje, las pruebas de los sistemas y equipos, la puesta en servicio, la explotación de la instalación, la inspección, el mantenimiento de los sistemas, la reparación de los equipos, las actividades durante la recarga de combustible y las modificaciones de diseño que puedan afectar a la calidad de elementos relacionados con la seguridad.

Los requisitos establecidos en el programa de garantía de calidad se aplican en todas las actividades que afectan a las funciones de seguridad de estructuras, sistemas, equipos o componentes relacionados con la seguridad. Es de aplicación a todas las organizaciones, propias y externas, que participen en actividades relacionadas con la seguridad.

13.4. Programas de auditoría de los titulares de las licencias

El programa de garantía de calidad implantado en las instalaciones nucleares requiere el establecimiento un programa planificado y documentado de auditorías internas y externas con el fin de comprobar que se cumplen todos los aspectos del programa de garantía de calidad y que éste es efectivo. El programa de auditorías internas tiene por objetivo cubrir, en ciclos de tres o cuatro años, todas las actividades contempladas en el programa de garantía de calidad de las centrales**.** Estas auditorías se realizan de acuerdo a procedimientos escritos o listas de comprobación. El personal que realiza estas auditorías ha de estar convenientemente formado y acreditado para realizar esta actividad.

Se establecen medidas para hacer un seguimiento de las acciones correctoras y para comprobar que las deficiencias descubiertas en las auditorías y, siempre que sea posible, sus causas se corrigen dentro de los plazos acordados.

Las centrales españolas han trabajado, bajo la coordinación de Unesa, en el establecimiento de listas de comprobación comunes para la realización de auditorías a distintas áreas basadas en los mejores estándares de la industria nuclear definidos por INPO y WANO.

13.5. Auditorías de los vendedores y suministradores por parte de los titulares de las licencias

El programa de garantía de calidad indica que las compras de equipos y/o contrataciones de servicios para posiciones relacionadas con la seguridad se han de realizar a suministradores evaluados y aprobados. Para ello se establece un programa anual de auditorías externas con el fin de comprobar la capacidad del suministrador para proporcionar elementos o servicios que cumplan los requisitos establecidos en los documentos de compra o contratación.

Con el fin de optimizar el proceso de evaluación de suministradores, las centrales nucleares españolas tienen establecida una sistemática, mediante procedimientos escritos, para la evaluación común de suministradores, de tal forma que la evaluación realizada por una central, conforme a estos procedimientos, pueda servir para el resto de centrales. Hay establecido dentro de Unesa un grupo que coordina las evaluaciones comunes para todas las centrales. Se dispone de una aplicación informática que permite el control y seguimiento de las evaluaciones comunes, así como, depositario de la documentación generada. Se mantienen acuerdos de colaboración con grupos internacionales de evaluadores de suministradores de centrales nucleares.

13.6. Actividades de examen y control regulador

Como ya se ha indicado, siguiendo los requisitos de la Instrucción del Consejo IS-19, las instalaciones nucleares han implantado un sistema de gestión acorde con la GS-R-*3 "The Management System for Facilities and Activities"*. Actualmente este sistema de gestión se encuentra en fase de mejora, especialmente en lo que se refiere a la definición y gestión de procesos. La supervisión de dicho sistema de gestión se lleva a cabo por parte del CSN mediante un Programa Base de Inspección que comprende inspecciones sistemáticas (cuyo objetivo es verificar bienalmente el cumplimiento con la normativa y la autorización de explotación), que cubren diferentes objetivos de la GS-R-3. Además de estas inspecciones, cada año se lleva a cabo una inspección (a una o dos instalaciones nucleares) para evaluar la aplicación del Sistema de Gestión y de los procesos.

En lo que respecta a la evaluación e inspección de las actividades de garantía de calidad en las centrales nucleares en los últimos años los temas a los que se les ha prestado una especial dedicación han sido los siguientes:

- Gestión y utilización de repuestos en sistemas de seguridad: adquisición de repuestos alternativos, gestión de repuestos en almacenes, medidas para evitar y controlar "infras-

tocks", actividades para evitar que se aplacen órdenes de trabajo por falta de repuestos, compra de repuestos clase nuclear y compras de repuestos grado comercial, elementos fraudulentos, y realización de los procesos de dedicación correspondientes.

- Contratación de servicios y control y supervisión de trabajos relacionados con la seguridad realizados por contratistas.
- Planes de calidad para la construcción de almacenamientos temporales individualizados (ATI).
- Control de Acciones correctivas y de los programas que los regulan.

Estas actividades han estado asociadas a la realización de las siguientes inspecciones:

- Inspecciones bienales sobre la implantación de modificaciones de diseño en las centrales nucleares.
- Inspección a la implantación de los planes de calidad de algunas de las modificaciones de diseño.
- Inspecciones a las actividades que llevan a cabo los titulares para controlar trabajos realizados por los contratistas de recarga.
- Inspecciones sobre la utilización y gestión de repuestos clase nuclear y repuestos grado comercial (planes de dedicaciones).
- Inspecciones sobre la aplicación del sistema de gestión (IS 19).
- Inspecciones sobre la implantación de los programas de acciones correctivas.

Artículo 14. Evaluación y supervisión de la seguridad

14.1. Evaluación de la seguridad

14.1.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios para realizar evaluaciones de la seguridad exhaustivas y sistemáticas

El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR) establece los requisitos que los titulares deben cumplir en relación con los diferentes procesos de autorización (previa o de emplazamiento, construcción, explotación, modificación, desmantelamiento y declaración de clausura) a lo largo de las diferentes fases de la instalación.

El RINR establece, entro los requisitos aplicables, la realización de los análisis de accidentes y la evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación.

Así mismo el RINR establece el requisito de realizar un análisis de las modificaciones para determinar si requieren o no autorización ministerial previa a la puesta en servicio de la misma. La Instrucción del Consejo IS 21 relativa a modificaciones de diseño en centrales desarrolla este requisito. Además el RINR establece que tipo de modificaciones requieren autorización de construcción y montaje.

La instrucción IS-21desarrolla los requisitos aplicables a:

1) Las modificaciones en estructuras, sistemas y componentes de la central.
2) La realización de pruebas no descritas en el Estudio de Seguridad o en las Especificaciones Técnicas.
3) Las modificaciones en los métodos de evaluación, en los procedimientos, manuales u otros documentos.
4) Las modificaciones temporales.
5) Las condiciones degradadas o de no conformidad.

En la IS 21 se establecen los requisitos para llevar a cabo los evaluaciones previas (análisis previo) y evaluaciones de seguridad de las modificaciones que tienen que realizar los titulares, para determinar si pueden ser implantadas bajo su responsabilidad, requieren la apreciación favorable del CSN o la autorización del Ministerio, previo informe favorable del CSN, antes de su montaje o puesta en marcha.

Las modificaciones a las que se refiere la instrucción incluyen tanto cambios físicos en las estructuras, sistemas y componentes, como en las condiciones de explotación, entendiendo como tales los cambios en las prácticas de la instalación, en los procedimientos, en los análisis realizados para demostrar que se cumplen las bases de diseño y en los métodos de evaluación utilizados en dichos análisis.

La evaluación previa determina si la modificación afecta a aspectos relacionados con la seguridad y la evaluación de seguridad determina si la modificación cambia los criterios, normas y condiciones en las que se basa la autorización. Cuando una modificación requiere autorización es necesaria la realización de un análisis de seguridad para demostrar que una vez implantada la modificación se siguen cumpliendo los criterios, normas y requisitos de seguridad aplicables.

Según se establece en la IS 21, en los tres primeros meses del año, los titulares deben enviar al Ministerio de Industria, Energía y Turismo y al Consejo de Seguridad Nuclear un informe sobre las modificaciones permanentes, incluyendo las modificaciones de documentación básica de di-

seño, instalación y operación de la central, previstas, implantadas o en curso de implantación en la central. Con el informe deben adjuntarse los análisis previos y las evaluaciones de seguridad realizadas.

La instrucción del Consejo IS-26, relativa a requisitos básicos de seguridad aplicables a instalaciones nucleares, establece que los titulares deben llevar a cabo una revisión periódica de la seguridad (RPS) al menos una vez cada 10 años. Los objetivos de la RPS se describen en el apartado 14.2.3. La guía de seguridad GS-1.10 "Revisiones periódicas de la seguridad de CCNN" establece las directrices para la realización de las RPS por parte de los titulares. La autorización de explotación requiere la presentación de los resultados de la RPS junto a la solicitud de renovación de la autorización.

Tras la aprobación de la Directiva 2014/87/Euratom, de 8 de julio de 2014, España, al igual que todos los estados miembros de la Unión Europea está obligada, con carácter adicional a la RPS, a realizar la revisión detallada de un tema de seguridad específico cada seis años en las instalaciones nucleares bajo el alcance de la directiva. Los resultados de esa revisión se recogerán en un informe nacional que será sometido a un proceso de revisión por homólogos entre todos los países de la Unión Europea. Los resultados de este proceso está previsto que sean publicados. La primera revisión tendrá lugar en el año 2017 sobre el tema específico de gestión del envejecimiento en instalaciones nucleares.

Indicar así mismo que la instrucción del Consejo IS 37 establece los requisitos para la realización de los análisis de accidentes en centrales nucleares.

Adicionalmente, y como también se ha indicado, tras el accidente de la central de Fukushima, cabe destacar la evaluación de la seguridad realizada en todas las centrales españolas a través de las denominadas "Pruebas de Resistencia" (*Stress Test*) acordadas en el contexto de la Unión Europea, que ha dado lugar a la verificación del cumplimiento con sus bases de diseño, así como de la robustez de las mismas ante sucesos naturales extremos y su capacidad para hacer frente a situaciones con pérdida de funciones relevantes de seguridad y de gestión de accidentes severos. La realización de estas pruebas, así como la implantación de las propuestas de mejora de los titulares, y los análisis y mejoras adicionales que el CSN ha considerado necesarias, ha sido requerida por el CSN mediante Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC 1/3), emitidas a cada titular durante los años 2011 y 2012; el CSN estableció así mismo requisitos adicionales para situaciones con pérdida potencial de grandes áreas de la central, así como los plazos de implantación asociados, mediante sendas Instrucciones Técnicas complementarias (ITC 2/4) emitidas en 2011 y 2012. En abril de 2014 el CSN emitió una ITC que compila las ITC 2, 3 y 4.

14.1.2. Evaluaciones de seguridad en el marco del proceso de concesión de licencias e informes de análisis de la seguridad en las diferentes etapas de la vida útil de las instalaciones nucleares

Central nuclear Trillo

En el periodo considerado (noviembre de 2014) se ha renovado la autorización de explotación de CN Trillo por un periodo de diez años. La solicitud del titular venía acompañada de la segunda revisión periódica de la seguridad (RPS) de la central, las revisiones en vigor de los documentos oficiales de explotación, la revisión actualizada de los estudios del análisis probabilista de seguridad (APS), el análisis de envejecimiento de la central y el análisis de la experiencia acumulada durante el periodo de vigencia de la última autorización de explotación. Por parte del CSN se ha realizado un seguimiento y supervisión continua de la explotación de la mencionada central durante el período de vigencia de la autorización actual y ha evaluado el cumplimiento de las condiciones aplicables sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Asimismo, se ha evaluado la RPS correspondiente al periodo comprendido entre el 1 de enero del 2002 y el 31 de diciembre de 2012 y los análisis de cumplimiento con la *normativa de aplicación condicionada*.

La RPS se ha realizado de acuerdo con el contenido y estructura de la ya mencionada Guía de Seguridad 1.10 "Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares", con el siguiente alcance:

- Experiencia Operativa, propia y ajena.
- Registro de datos operacionales de la central.
- Experiencia relativa al impacto radiológico.
- Cambios en la regulación y normativa.
- Comportamiento de los equipos.
- Modificaciones de diseño.
- Gestión de configuración, Documentos oficiales de Explotación (DOE).
- Sistema de gestión.
- Análisis probabilístico de seguridad.
- Estado de los programas de evaluación y mejora de la seguridad.

En la renovación de la autorización de explotación se han establecido ocho límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica con requisitos de tipo genérico relativos a identificación del titular y explotador responsable, potencia máxima autorizada, documentos oficiales de explotación de la central, informes anuales requeridos por el RINR, salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento, condiciones de solicitud de una futura prórroga de la AE, requisitos para solicitar el cese de la explotación y programas de mejora y dos condiciones específicas derivadas del análisis de normativa. Adicionalmente**,** se han emitido 18 instrucciones técnicas complementarias en las que se establecen requisitos para el cumplimiento de las citadas condiciones.

En el periodo que abarca este informe entre las modificaciones realizadas que han requerido ser informadas por el CSN, destacan las siguientes:

— Prórroga de la autorización de protección física.

— Implantación de mejoras en los sistemas de PCI para dar cumplimiento a la instrucción del CSN IS-30 sobre requisitos del programa de PCI en centrales nucleares, revisión 1, de 21 de febrero de 2013.

— Mejoras en el circuito de disparo de las bombas principales frente a actuaciones espurias en caso de incendio".

— Modificación del sistema de control, protección y baipás de turbina.

— Modificación de la purga y aporte del circuito primario.

— Autorización para albergar contenedores que alojan combustible nuclear con un quemado de hasta 49.000 Mwd/TU en el almacenamiento temporal independiente (ATI) de CN Trillo.

Central nuclear Santa María de Garoña

El día 16 de diciembre de 2012 el titular efectuó una parada programada y descargó los elementos combustibles del núcleo del reactor a la piscina de almacenamiento de combustible gastado. Desde entonces la central ha permanecido parada.

Mediante la Orden ministerial IET/1302/2013, se declaró el cese de la explotación de la central nuclear Santa María de Garoña. Dicha declaración facultaba al titular para poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido irradiados de acuerdo con los límites y condiciones asociados a las autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible irra-

diado. El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 3 de junio de 2013, acordó establecer a la CN Santa María de Garoña 16 instrucciones técnicas complementarias, en las que se establecen requisitos para el cumplimiento de las citadas condiciones.

En virtud de dicha Orden de 2013, la CN Santa María de Garoña pasó a situación de cese de explotación el 5 de julio de 2013. El 27 de mayo de 2014 la CN Santa María de Garoña presentó la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de acuerdo con lo establecido ene al artículo 28.1 del RINR, que permite, en el plazo de un año contado a partir de la entrada en la condición de cese, solicitar la renovación de la autorización de explotación siempre que la entrada en la condición de cese no sea debida a razones de seguridad.

Tras la decisión de Nuclenor (titular) de ir a una situación de cese - de la explotación, el titular formuló al CSN en marzo de 2013 una propuesta de revisión del alcance de las ITC 2/3/4 emitidas tras Fukushima para adaptarlas a la nueva condición prevista de cese de explotación y el Consejo de Seguridad Nuclear emitió con fecha 15 de julio de 2013 una ITC de ref. CSN/ITC/SG/SMG/13/02, relativa a la adaptación de las ITC post-Fukushima a la situación de cese. La citada ITC anulaba y sustituía a las ITC emitidas por el CSN en esta materia y requería al titular presentar al CSN, en el plazo de tres meses desde la emisión de la misma, una planificación detallada de todas las acciones a realizar, así como un calendario del proceso de implantación de las mismas.

Posteriormente, y tras la decisión de Nuclenor de solicitar una renovación de la autorización de explotación, el CSN emitió el 30 de julio de 2014 una nueva Instrucción Técnica Complementaria (ITC-14.01) sobre documentación y requisitos adicionales en relación con dicha solicitud, en la que se identifican las acciones que la CN Santa María de Garoña debe llevar a cabo para la renovación de la autorización de explotación y a la carga de combustible adicionales a las establecidas en el art. 28.1 del RINR y para la implantación de las modificaciones derivadas de las pruebas de resistencia post-Fukushima y de los requisitos para situaciones con pérdida potencial de grandes áreas de la central, recuperando los requisitos establecidos en las mencionadas ITC 2/3/4).

Actualmente el CSN está realizando las evaluaciones necesarias para informar la solicitud de renovación de la autorización de explotación, de las cuales, las más significativas son las siguientes:

- Instalación y puesta en servicio de las siguientes modificaciones de diseño:
  1. Nuevo sistema de tratamiento de gases de reserva (SBGTS).
  2. Mejoras en el sistema de aislamiento de contención.
  3. Mejoras en la separación y el aislamiento eléctricos.
  4. Mejoras de los sistemas de protección contra incendios.
- Cumplimiento de los requisitos establecidos en la ITC-14.01.
- Revisión periódica de la seguridad.
- Análisis de la *normativa de aplicación condicionada.*
- Análisis de cumplimiento de los límites y condiciones de la última autorización de explotación de 2009 y de cese de la explotación y de las Instrucciones Técnicas Complementarias asociadas.
- Revisión de documentos oficiales de explotación.
- Otros temas necesarios para la operación a potencia, requeridos por el CSN o por iniciativa del titular.

Adicionalmente, la CN Santa María de Garoña debe someter a aprobación del CSN e implantar, antes de la carga de combustible, las modificaciones de diseño correspondientes al nuevo Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), un sistema de un venteo filtrado de la contención y la instalación recombinadores pasivos autocatalítricos (PAR) en la contención.

La CN Santa María de Garoña ha iniciado el proyecto de construcción de un almacén temporal individualizado (ATI) para contenedores de almacenamiento en seco, para el que se informó favorablemente la autorización y montaje. La autorización ministerial se otorgó en octubre de 2015.

Central nuclear Almaraz

En el periodo que abarca este informe entre las modificaciones realizadas que han requerido ser informadas por el CSN, destacan las siguientes:

— Implantación y puesta en servicio del panel de parada alternativo de las unidades I y II.

— Implantación y puesta en servicio del sistema redundante de filtración del edificio de combustible de las unidades I y II.

— Uso del nuevo código VIPRE-W para verificar el diseño del análisis termohidráulico y de seguridad no-LOCA.

— Almacenamiento del elemento combustible DL-52 de la unidad II en la región II de la piscina de combustible gastado.

Central nuclear Ascó

En el periodo que abarca este informe entre las modificaciones realizadas que han requerido ser informadas por el CSN, destacan las siguientes:

— Puesta en marcha del almacén temporal individualizado (ATI) de combustible gastado de las centrales nucleares de ASCO I y ASCO II

— Instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR) de hidrógeno en la contención de CN Ascó I y CN Ascó II.

— Puesta en servicio de la parte de aislamiento de contención del sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC).

— Extracción de las secciones correspondientes a los sistemas de protección contra incendios (PCI) de las ETF para su traslado a un nuevo apéndice del Manual de Protección contra Incendios "Apéndice A2: Manual de Requisitos de Operación Contraincendios".

— Migración del Sistema de Control Digital del Reactor (SCDR) a la plataforma OVATION y cambio del control de las turbobombas de agua de alimentación principal (TBAAP).

— Uso de la aleación ZIRLO optimizado como material de vaina de las barras combustibles.

— Utilización del código VIPRE-W para verificar el diseño termohidráulico y de seguridad NO-LOCA de CN Ascó I y CN Ascó II en sustitución del código THINC.

— Utilización del código GOTHIC y la metodología desarrollada al efecto tanto en los análisis de respuesta de contención como en el análisis de la capacidad del sumidero final de calor de CN. Ascó I y II, en sustitución del código COPATTA-ASCO actualmente utilizado.

Central nuclear Cofrentes

En el periodo que abarca este informe entre las modificaciones realizadas que han requerido ser informadas por el CSN, destacan las siguientes:

— Solicitud de autorización actualización de métodos de análisis de seguridad para el diseño y evaluación de las recargas de combustible, de la central nuclear de Cofrentes.

— Solicitud de apreciación favorable del plan de pruebas del proceso de desclasificación de chatarras.

— Propuesta de modificación de diseño de los requisitos de temperatura del sumidero final de calor (UHS) y del caudal individual y total del sistema de agua de servicio esencial (P40), basada en el reanálisis del UHS y evaluación de los sellos de las bombas del sistema de evacuación del calor residual (RHR).

— Instalación de recombinadores pasivos autocatalíticos.

— Programa de demostración de canales para uso del material NSF en elementos de combustible de diseño GNF2.

— Solicitud de autorización de la modificación de diseño para utilización de un nuevo modelo de barras de control marathon y la correspondiente revisión del estudio de seguridad.

— Actualización de la base de diseño mecánico del elemento de combustible SVEA-96 OPTIMA2 y de aprobación de la correspondiente revisión del estudio de seguridad.

Central nuclear Vandellós II

En el periodo que abarca este informe entre las modificaciones realizadas que han requerido ser informadas por el CSN, destacan las siguientes:

— Sustitución de monitores clase de seguridad (clase 1e) del sistema de vigilancia de la radiación.

— Sustitución de la tapa de la vasija del reactor.

— Modificaciones para dar cumplimiento a la instrucción is-30 revisión 1 sobre protección contraincendios.

14.1.3. Evaluaciones periódicas de seguridad de las instalaciones nucleares realizadas con la inclusión de referencias a normas y prácticas apropiadas y ejemplos ilustrativos de la manera en que se tienen en cuenta los nuevos datos y de los principales resultados de esas evaluaciones para las instalaciones nucleares existentes, comprendido el resumen de resultados importantes correspondientes a instalaciones nucleares individuales y no solo según su tipo y generación

Como ya se ha indicado, la Instrucción IS 26 del Consejo establece el requisito de realización de una revisión periódica de la seguridad (RPS) al menos una vez cada 10 años y la guía de seguridad GS-1.10 "Revisiones periódicas de la seguridad de CC.NN." establece las directrices para la realización de las RPS por parte de los titulares y es la herramienta de referencia para las evaluaciones de dichas RPS por parte del CSN. La RPS tiene entre sus objetivos analizar el comportamiento de la instalación en los diferentes aspectos de la seguridad nuclear durante un periodo de tiempo suficientemente largo como para identificar tendencias, analizar la situación de la instalación respecto de la normativa internacional y la normativa del país de origen del proyecto y evaluar la seguridad nuclear de la instalación a partir de los resultados obtenidos en los diferentes aspectos comprendidos en el alcance de la RPS. En aquellas instalaciones en las que se solicite una autorización para la operación a largo plazo (más allá de la vida de diseño), dentro de la RPS además se debe incluir un *plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento*, que contenga los Estudios de Gestión del Envejecimiento (Aging Management Reviews –AMR–) y los Análisis Realizados con Hipótesis de Vida de Diseño Definida (Time Limited Aging Analyses –TLAA–), según establece la Instrucción del Consejo, IS 22, relativa a gestión del envejecimiento en centrales nucleares. Uno de los productos de las RPS es la preparación de programas de mejora de la Seguridad en curso, o nuevos, si son necesarios en función del resultado de los diferentes análisis.

Una actividad destacable dentro de las RPS es el análisis y la comparación con la normativa. Esta actividad, que se describe a continuación, se denomina *normativa de aplicación condicionada*.

La normativa del país origen del proyecto se ha tenido en cuenta desde el comienzo del licenciamiento de las centrales nucleares españolas, mediante requisitos relativos a su consideración tanto en las autorizaciones previas como en las autorizaciones de explotación.

Actualmente en las autorizaciones de explotación se establece una condición según la cual, dentro del primer trimestre de cada año natural, el titular debe remitir un informe sobre las medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país origen del proyecto. En este último caso incluyendo un análisis de aplicabilidad a la central de los nuevos requisitos emitidos por el organismo regulador del país origen del proyecto.

Así mismo, en el ámbito de la RPS, se requiere a los titulares realizar un análisis global de aplicabilidad de la nueva normativa emitida en el país de origen del proyecto o en otros países y organismos de referencia (OIEA). Los parámetros básicos de aplicabilidad de esta nueva normativa (diseño u operación, tipo de central y fecha de construcción o puesta en marcha) expresados en su publicación, no coincidirán, en general, con los de la central española que se esté considerando, por lo que su eventual aplicación, total o parcial, está condicionada a la realización de una selección previa y al estudio de las mejoras que podría conllevar su aplicación. Para estos supuestos se ha propuesto la denominación de *normativa de aplicación condicionada*, considerándose que el CSN debe ser el responsable de realizar el análisis previo y la selección de las normas que sean más adecuadas para mejorar la seguridad.

Las RPS deben incluir, así mismo, una actualización del Análisis Probabilista de Seguridad, en el que se valoren las modificaciones de diseño informadas por el riesgo e incorpore la experiencia operativa desde la última actualización.

En el periodo del presente informe la única central nuclear española que ha realizado una RPS es la CN Trillo. A título de ejemplo en el Anexo 14.A. se incluyen las Instrucciones Técnicas Complementarias a la autorización de explotación resultantes de la evaluación del CSN de la revisión periódica de la seguridad de esa central. Para mayor información en la página web del CSN se publican todas las ITC emitidas a los titulares de central nuclear.

14.1.4. Actividades de examen y control regulador

El CSN tiene implantado un Sistema de Gestión basado en el IAEA –Safety Standard GS-R-3 "The management system for facilities and activities" y en la norma UNE-EN ISO 9001-2008, en él se establecen los procesos y los correspondientes procedimientos para que las actuaciones del CSN sean sistemáticas, integrales, y predecibles, así como para la revisión periódica del estado de los principales elementos del proceso regulador, teniendo en cuenta las prácticas nacionales e internacionales más avanzadas.

Las actuaciones para llevar a cabo la evaluación de las solicitudes presentadas por los titulares se llevan a cabo de acuerdo con la sistemática definida en procedimientos y guías de seguridad del CSN, que desarrollan los requisitos reguladores establecidos en el Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas (RINR) y en las instrucciones del CSN emitidas por este organismo. En relación a las modificaciones de diseño, como se ha indicado, la instrucción aplicable es la IS 21.

Dentro del sistema integrado de supervisión de centrales, SISC, el CSN incluye en el Plan Base de Inspección (PBI) la realización de inspecciones bienales a las centrales nucleares con el objeto de verificar la aplicación correcta de la IS 21 por parte de los titulares. Estas inspecciones otorgan especial importancia a la supervisión de las modificaciones que no requieren de autorización o de apreciación favorable, y a la implantación de modificaciones temporales en la instalación.

Una parte importante del proceso de evaluación asociado a las solicitudes de renovación de las autorizaciones de explotación, de las centrales es la evaluación de los resultados de la RPS efectuada por los titulares y la normativa de aplicación condicionada, de la que se derivan condiciones para la mejora de la seguridad aplicables a la nueva autorización de explotación, que en algunos casos se desarrollan en instrucciones técnicas complementarias.

14.1.5. Mejoras como resultado de las pruebas de resistencia derivadas del accidente de la central nuclear de Fukushima

Como ya se ha indicado, los requisitos del CSN post-Fukushima a las centrales nucleares españolas, fueron incorporados en cuatro Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC-1/3), emitidas por el CSN durante los años 2011 y 2012.

De forma simultánea con los requisitos derivados de las pruebas de resistencia para incorporar las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima, el CSN requirió a los titulares analizar situaciones que tuviesen como consecuencia la pérdida de grandes áreas de la central con el objetivo de identificar mejoras a incorporar para su gestión mediante sendas ITC 2/4, emitidas en 2011 y 2012. Las centrales españolas realizaron dichos análisis considerando la ocurrencia de un incendio de grandes dimensiones en la central. Por último en abril de 2014 el CSN emitió una nueva ITC en relación con la adaptación de las ITC 2/3/4 para recoger de modo consistente los requisitos de dichas ITC con fecha de finalización posterior a 31 de diciembre de 2013.

Los programas de implantación de mejoras requeridos en las ITC post-Fukushima emitidas por el CSN, tenían los siguientes plazos: corto (31 de diciembre de 2012), medio (31 de diciembre de 2013 y 2014) y largo (31 de diciembre 2016).

En febrero de 2013 el CSN requirió a los titulares de las centrales el envío de un informe semestral de seguimiento de las actividades relacionadas con esas ITC post-Fukushima, que debe ser remitido dentro del mes siguiente al final de cada semestre natural, con un contenido prefijado que permite una fácil identificación de los avances alcanzados en cada central y la justificación de los posibles problemas encontrados en el cumplimiento de los plazos previstos para la finalización de esas actividades.

En relación con la implantación de mejoras requeridas en las ITC post-Fukushima el CSN consideró necesario someter las tres modificaciones de diseño siguientes a un proceso específico de autorización antes de su puesta en servicio: construcción y puesta en marcha de Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), instalación y puesta en servicio de un venteo filtrado del recinto de contención (SVFC) e instalación y puesta en servicio de recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR) de hidrógeno en la contención.

El Pleno del Consejo ha emitido un documento en el que se recogen los criterios de evaluación aplicables en los procesos de licenciamiento de estas modificaciones de diseño.

El CSN, tras la recepción de los informes semestrales de avance del cumplimiento de los requisitos post-Fukushima remitidos por los titulares de las centrales, realiza sus propios informes de seguimiento en los que además se analiza el avance de las actividades de supervisión del organismo sobre las actividades realizadas.

El alcance, metodología, dedicación de recursos y generación de registros en relación las actividades de supervisión a realizar por el CSN se han recogido en una guía específica aprobada al máximo nivel internamente.

Entre las mejoras a implantar en las centrales, cabe resaltar las siguientes (se excluye el caso de CN Garoña que ha tenido un tratamiento singular que se ha comentado previamente en el apartado correspondiente a esta central):

Centro alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE):

El CAGE está concebido para ser un centro alternativo, en cada emplazamiento de una central nuclear, para la gestión de situaciones muy severas en el mismo. Para ello estará diseñado de acuerdo con criterios adecuados que permitan mantener sus funciones en situaciones extremas, de acuerdo con los criterios seguidos en el proceso europeo y español post-Fukushima. El edificio del CAGE tiene como objetivo constituir un lugar seguro para gestionar la emergencia frente a escenarios de accidente más allá de las bases de diseño, contiene todos los equipos necesarios para cubrir las necesidades básicas de luz, aire, agua y comida de manera autónoma durante el accidente y dispondrá de áreas para dirigir la emergencia, coordinar los trabajos, servicios médicos, control radiológico y dosimétrico, zona de descontaminación, comunicaciones, etc.

CN Almaraz, Trillo y Cofrentes han presentado ya al CSN las respectivas solicitudes de apreciación favorable y se encuentran en evaluación por las áreas especialistas. La finalización de la implantación del CAGE en estas centrales ha sido aplazado del 31-12-2015 al 30-06-2016.

CN Ascó y CN Vandellós II no han presentado aún las solicitudes de apreciación favorable para la puesta en marcha. La finalización de la implantación del CAGE en estas centrales ha sido aplazado del 31-12-2015 al 30-11-2016.

Sistema de venteo filtrado de la contención (SVFC):

El sistema de venteo tiene como función proteger la contención del modo de fallo por sobrepresión. Está diseñado para despresurizar la contención en un plazo razonablemente corto de tiempo en condiciones de accidente severo. El sistema de venteo es filtrado, con el objetivo de reducir la cantidad de material radiactivo emitido al medio ambiente mediante un sistema de filtración de elevados factores de descontaminación.

CN Ascó ha presentado la solicitud de autorización para la puesta en servicio del SVFC, habiendo sido implantada la primera fase (parte de aislamiento de contención) en la unidad I en la recarga de noviembre de 2015 y la segunda fase se implantará antes del final del 31-12-16. En la unidad 2 se ha implantado la primera fase en la recarga de mayo de 2016 y está prevista la implantación de la segunda fase antes del final del 31-12-16.

CN Almaraz, CN Cofrentes, CN Trillo y CN Vandellós II no han presentado aún las respectivas solicitudes de autorización de esta modificación, estando prevista su presentación a lo largo de 2016.

Recombinadores pasivos autocatalíticos (PAR):

Los PAR proporcionan capacidad para controlar la concentración de gases combustibles en la contención, mediante la recombinación del hidrógeno con oxígeno y así limitar la ocurrencia de deflagraciones y detonaciones de gases combustibles que pudieran llegar a producirse en escenarios de accidentes severos, contribuyendo al mantenimiento de la capacidad estructural de la contención y a minimizar las liberaciones de productos de fisión al exterior.

CN Almaraz, Ascó y Cofrentes han presentado ya las respectivas solicitudes de apreciación favorable. Las previsiones de instalación son las siguientes:

CN Almaraz: En la unidad 1 se han instalado en la recarga de enero de 2016 y en la unidad 2 se instalarán en la recarga de finales de 2016.

CN Ascó los ha instalado en la unidad 1 en la recarga de noviembre de 2015 y en la unidad 2 en la recarga de mayo de 2016.

CN Cofrentes los ha instalado en el pozo seco en la recarga de octubre 2015 estando previsto la instalación del resto, en contención, a lo largo de 2016.

CN Vandellós II no ha presentado aún la solicitud de apreciación favorable y está prevista su instalación a finales de 2016.

CN Trillo los instaló anteriormente dentro de las mejoras aplicadas en las centrales de diseño alemán tras el accidente de Chernóbil.

14.2. Verificación de la seguridad

14.2.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios para la verificación de la seguridad

Las autorizaciones de explotación requieren a los titulares el envío periódico de una serie de informes relativos al seguimiento de la experiencia operativa propia y ajena y los resultados y modificaciones derivadas de los análisis de nueva normativa del país de origen del proyecto, los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental, los resultados de los controles dosimétricos a los trabajadores, las actividades realizadas en el ámbito del plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, las actividades realizadas en el ámbito de la formación y el entrenamiento del personal con y sin licencia de la instalación y la salida de bultos radiactivos de la instalación.

Así mismo, las autorizaciones de explotación establecen los criterios para determinar cuándo los cambios implantados en los documentos oficiales de explotación: Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Estudio de Seguridad, Plan de Emergencia Interior, Reglamento de Funcionamiento, Manual de Garantía de Calidad, Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Manual de Protección Radiológica, requieren o no de autorización; en algunos casos el proceso de cribado aplicable se desarrolla en instrucciones técnicas complementarias). Cualquier modificación en el Plan de emergencia Interior o en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento requiere de autorización ministerial. Los cambios al Estudio de Seguridad (ES) requieren o no de autorización en función de si la modificación de diseño que da lugar al cambio en el ES, requiere o no de autorización en aplicación de la IS 21.

Como ya se ha indicado, la instrucción del Consejo IS 21, relativa a modificaciones de diseño en centrales nucleares, establece los requisitos que los titulares deben cumplir para la implantación de las modificaciones de diseño en las centrales, estableciendo un proceso de cribado, basado en el potencial impacto de la modificación en la seguridad nuclear, por el cual se determina cuando una modificación en la instalación requiere o no de autorización ministerial o de apreciación favorable del Pleno del Consejo.

Los requisitos aplicables a la inspección en servicio en centrales nucleares se establecen en la instrucción del Consejo IS 23, y los requisitos aplicables a la gestión de envejecimiento en centrales nucleares se establecen en la instrucción del Consejo IS 22. Las Especificaciones ¨Técnicas de Funcionamiento establecen los requisitos de prueba necesarios para verificar la operabilidad de los sistemas de seguridad y los requisitos aplicables en este caso se recogen en la instrucción del Consejo IS 32.

Así mismo la instrucción del Consejo IS 15, relativa a la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares establece las disposiciones necesarias para que los titulares valoren, entre otros aspectos, la bondad de los sistemas de mantenimiento de que disponen los titulares, en términos de disponibilidad y fiabilidad de los sistemas importantes para la seguridad.

En cuanto a la revisión periódica de la seguridad, como ya se ha indicado, la Instrucción IS 26, establece que al menos una vez cada diez años los titulares deben realizar una revisión periódica de la seguridad y las autorizaciones de explotación, entre otros documentos, requieren la presentación de la revisión periódica de la seguridad junto con la solicitud de renovación de la autorización.

14.2.2. Elementos principales de programas de verificación continua de la seguridad (inspección en servicio, vigilancia, ensayos funcionales de sistemas, etc.)

Durante el periodo de tiempo correspondiente a este informe los titulares de las centrales nucleares han continuado la actualización de las bases de diseño y de los documentos de licencia de cada instalación. El objetivo de esta actividad ha consistido en la recopilación de las bases de diseño y sus bases de licencia para cada sistema relacionado con la seguridad. La actualización de las bases de diseño requiere verificar las hipótesis, los datos y los resultados de los análisis de accidentes incluidos en el Estudio de Seguridad, la identificación de las bases de diseño de los componentes soporte necesarios para llevar a cabo las funciones de seguridad y las modificaciones de diseño incorporadas en los sistemas de seguridad. También se incluye la revisión de la realidad física actual de cada uno de los sistemas y los procedimientos de operación con el fin de reconciliar las prácticas operativas con el diseño de los sistemas. Como producto final de este proceso se ha obtenido un contenido del Estudio de Seguridad actualizado, suficientemente contrastado y reconciliado con los documentos bases de diseño.

El conjunto de exámenes y pruebas periódicas realizados durante la vida operacional de la central a las estructuras, sistemas y componentes es lo que se conoce como *Inspección en Servicio*, y tiene como objetivo verificar la integridad estructural y la capacidad funcional de las mismas.

Hasta la edición de la Instrucción del Consejo sobre inspección en servicio en centrales nucleares, IS-23, en noviembre de 2009 y ante la ausencia de una normativa propia en España sobre estas actividades, las centrales nucleares desarrollaron los programas de inspección en servicio de acuerdo con la normativa definida en la regulación del país de origen de la tecnología y aceptada en las autorizaciones de explotación, aplicándose como norma básica, la sección XI del código de la Asociación Americana de Ingenieros Mecánicos (American Society of Mechanical Engineers, ASME) y el código de Operación y Mantenimiento de esta asociación (Operation and Maintenance, ASME-OM)), requerido por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Dicho código, por tanto, se considera una referencia aceptable para la elaboración de los programas de inspección y prueba en servicio que se definan para dichas instalaciones, los cuales se recogen en el documento denominado Manual de Inspección en Servicio (MISI). La mencionada Instrucción del CSN refrenda y consolidad esta misma práctica.

Los sistemas de inspección utilizados en las inspecciones en servicio deben estar cualificados de acuerdo con la metodología aceptada por el CSN y con el alcance que se establezca en la misma. Los métodos y técnicas de Ensayos No Destructivos (END) empleados se deben elegir considerando las diferentes características y naturaleza de las estructuras, sistemas componentes, la tipología de defectos, las condiciones de accesibilidad y los diversos niveles de radiación, así como el grado de automatización del equipo utilizado para realizar los exámenes. Estos métodos y técnicas están adecuadamente descritos en procedimientos.

La evaluación de los resultados de estas inspecciones y su comparación con los criterios de aceptación aplicables permite verificar los objetivos de estos programas de inspección en servicio. La comparación de estos resultados con los obtenidos en la inspección base de referencia (preservicio) y en las anteriores inspecciones en servicio realizadas, permite analizar las tendencias observadas, justificar los cambios y adoptar las acciones que sean pertinentes en cada caso.

Adicionalmente a la inspección en servicio contemplada en el código ASME, las centrales disponen de planes de inspección en servicio adicionales derivados de otros requisitos reguladores o de la propia experiencia operativa. Dentro de estos planes se incluyen aspectos como la vigilancia de los fenómenos de erosión corrosión.

La guía sobre Condiciones Anómalas (condiciones degradadas y condiciones de no conformidad) que puedan surgir durante la operación de la central se ha venido aplicando a partir del año 2007 y se ha revisado en el año 2016 a la vista de la experiencia de su aplicación.

Hasta ahora, se ha vinculado la realización de una Revisión Periódica de Seguridad en una instalación nuclear con la concesión de la renovación de su autorización de explotación. La revisión global de una instalación en periodos de tiempo prolongados permite valorar el funcionamiento con una visión complementaria del seguimiento diario. Los resultados de la Revisión Periódica de Seguridad pueden utilizarse para mejorar el funcionamiento en el siguiente periodo.

Se considera que esta misma sistemática de actuación es igualmente válida para aquellos casos en los que la renovación de la Autorización de Explotación exceda el periodo de vida considerado originalmente en el diseño inicial de la instalación. Se entiende que en este caso se deben incluir condiciones especiales, tanto administrativas como aquellas relativas a la gestión del envejecimiento de la instalación, de forma que la operación de la planta puede extenderse más allá de la vida de diseño inicial.

14.2.3. Elementos del programa o programas de gestión del envejecimiento

El control del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) es una parte fundamental de la gestión de vida de las centrales nucleares. En cumplimiento de los límites y condiciones de las autorizaciones de explotación, los titulares preparan un informe anual en el que se identifican nuevas actividades de inspección, vigilancia y mantenimiento para detectar y controlar los procesos de envejecimiento. La metodología utilizada es la descrita en el Sistema de evaluación de vida remanente en centrales nucleares, LWR, desarrollado conjuntamente por las centrales nucleares asociadas en Unesa.

En julio de 2009 se publicó la Instrucción IS-22 del Consejo sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares, donde se establecen la terminología y los criterios para la gestión del envejecimiento de los componentes de las centrales nucleares y se determina el alcance de las actividades a realizar tanto durante la vida de diseño de la instalación como durante la explotación a largo plazo. En la citada IS-22, se establece que las centrales nucleares deben incorporar las conclusiones de sus análisis en un Plan de Gestión de Vida (PGV).

El citado PGV se circunscribe al alcance requerido por la IS-22, identifica los mecanismos de envejecimiento para ese alcance y evalúa las prácticas de mantenimiento actuales determinando si es necesario ampliarlas o modificarlas. Adicionalmente, para el caso en que el periodo cubierto por los análisis exceda parcial o totalmente el de diseño inicialmente considerado, se reevalúan los análisis (estudios, cálculos) realizados con hipótesis de vida de diseño definida (Análisis del Envejecimiento en función del tiempo (Aging Management Reviews –AMR–]).

Como ya se ha indicado, anualmente, , durante el primer semestre de cada año, las centrales nucleares remiten al CSN las actividades realizadas bajo el PGV, especificando las propuestas de mejora. El alcance de los PGV coincide con el descrito en la normativa de EEUU 10CFR54 (Requisitos para la renovación de la licencia de operación), en sus artículos 54.3, 54.4 y 54.21, durante su vida de diseño. Más allá de este periodo, deben cumplirse también los requisitos de esa norma asociados a los AMR que apliquen y elaborando el PIEGE, esto es, el Plan Integrado de Gestión del Envejecimiento. Adicionalmente y en el marco de las RPS, las centrales deben enviar una revisión del PGV.

14.2.4. Disposiciones para el examen interno por el titular de la licencia de las justificaciones de seguridad que deben presentarse al órgano regulador

Los criterios detallados que rigen para cualquier modificación de diseño, sea en las condiciones de explotación (cambios en las prácticas de la instalación, en los procedimientos, en los análisis realizados para demostrar que se cumplen las bases de diseño y en los métodos de evaluación utilizados en dichos análisis) o cambios físicos en las estructuras, sistemas o componentes de la instalación, están contenidos en la Instrucción de del Consejo IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.

Las centrales nucleares disponen de procedimientos para implantar las diferentes etapas de análisis que establece esta Instrucción (análisis previo, evaluaciones de seguridad y análisis de Seguridad), mediante los cuales se analiza el impacto en la seguridad de todos los cambios que se van a introducir. Si de su análisis se concluye que no se requiere autorización de la Administración, el titular puede implantar o poner en servicio la modificación de forma unilateral. De otro modo, la modificación ha de ser sometida a la consideración de la Administración solicitando apreciación favorable o autorización. Los procedimientos definen diferentes estamentos de la organización para la revisión técnica y la aprobación de los cambios entre los que figuran, en todos los casos, los departamentos de Seguridad y de Calidad de las centrales. Adicionalmente, en aquellos casos en que es preciso solicitar la Autorización de la Administración, la modificación se revisa por los correspondientes Comités de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC) y del Explotador (CSNE) que aportan una revisión independiente adicional de los análisis técnicos y de seguridad que han de ser presentados como soporte de la solicitud. En algunas ocasiones, bien sistemáticamente o bien en función de la importancia y magnitud de los cambios que se solicitan, se procede a realizar una revisión independiente por organizaciones distintas a la originadora del cambio. Esta revisión independiente puede ser llevada a cabo por organizaciones internas del titular o por entidades ajenas a la organización del titular.

La información aportada por las metodologías probabilistas recogidas en los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) de los que disponen las centrales sobre el impacto en la seguridad de las solicitudes cursadas, constituye un mecanismo valioso que es utilizado en ocasiones como un aval adicional de la solicitud realizada. Las centrales nucleares cuentan con modelos actualizados de APS que son regularmente inspeccionados por el CSN.

14.2.5. Actividades de examen y control regulador

Como ya se ha indicado, en el apartado 7.4, el CSN dedica a la inspección de centrales nucleares en operación una parte significativa de sus recursos y dispone de un sistema integrado de supervisión y control de las centrales (SISC). Un instrumento de supervisión continuo del SISC lo constituye el Plan Base de Inspección, que con una vigencia de dos años se aplica por igual a todas las instalaciones.

En la ejecución de las inspecciones de este programa intervienen tanto los especialistas de las oficinas centrales como los inspectores residentes del CSN en los propios emplazamientos (dos inspectores por emplazamiento), que a su vez realizan un seguimiento diario de la operación de la central y de sus incidentes, supervisando cómo se van solucionando las incidencias de operación, el cumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, u otros requerimientos del CSN. Dentro del Plan Base de Inspección se llevan a cabo Inspecciones en las que participan especialistas de varias disciplinas sobre aspectos relevantes para la seguridad de la instalación como modificaciones de diseño, efectividad del mantenimiento, bases de diseño de estructuras, sistemas y componentes, requisitos de vigilancia, plan de emergencia interior, protección radiológica operacional etc.

Las conclusiones más importantes de la evaluación anual del funcionamiento de las centrales en operación durante 2013 han sido los siguientes:

El funcionamiento de las instalaciones ha sido satisfactorio, desde el punto de vista del grado de cumplimiento con la reglamentación exigida.

No se requiere ninguna actuación reguladora, aparte de lo establecido de forma general para todas las centrales en operación, excepto CN Almaraz que ha estado en la columna de respuesta reguladora por un hallazgo blanco en cada unidad. Se han adoptado las acciones previstas en los procedimientos aplicables del SISC para una central en la columna "respuesta reguladora" de la matriz de acción.

Todos los indicadores han estado en la banda verde, excepto los tres primeros trimestres que ha habido uno en la banda blanca para Almaraz I (paradas del reactor).

Todos los hallazgos de inspección identificados el año 2013 han sido categorizados como verde, excepto un blanco en Almaraz II por las bombas de servicios esenciales.

Las conclusiones más importantes de la evaluación anual del funcionamiento de las centrales en operación durante 2014 han sido los siguientes:

El funcionamiento de las instalaciones ha sido satisfactorio, desde el punto de vista del grado de cumplimiento con la reglamentación exigida.

Al estar todas las centrales en la columna de respuesta del titular no se requiere realizar un esfuerzo regulador de supervisión y control superior al programado a través del programa anual de inspecciones en el PAT de 2015 y los sucesos no planificados que se vayan produciendo a lo largo del año.

Todos los indicadores de funcionamiento han sido de color verde a lo largo del año 2014.

Las conclusiones más importantes de la evaluación anual del funcionamiento de las centrales en operación durante 2015 han sido los siguientes:

El funcionamiento de las instalaciones ha sido satisfactorio, desde el punto de vista del grado de cumplimiento con la reglamentación exigida.

No se requiere ninguna actuación reguladora aparte de lo establecido de forma general para todas las centrales en operación, excepto en el caso de CN Almaraz que ha estado en la columna de respuesta reguladora los dos últimos trimestres de 2015 debido a que el indicador de fiabilidad de sistemas de mitigación de los GD ha pasado a Blanco.

Todos los indicadores han estado en la banda verde, excepto el indicador de fiabilidad de sistemas de mitigación de los GD de la unidad II de la CN Almaraz que en los dos últimos trimestres del año se encuentran en la banda Blanca.

Todos los hallazgos de inspección encontrados este año han sido categorizados como verdes.

14.3. Declaración de Viena

Lo indicado en los artículos 14.2.2 y 14.2.3 claramente se incluye bajo el principio 2 de la conferencia de Viena, en relación con la realización periódica y ordinaria de evaluaciones de seguridad exhaustivas y sistemáticas y la implantación de mejoras en seguridad que sean razonablemente factibles.

Destacar que como resultado de las RPS así como de la realización de las pruebas de resistencia y análisis de situaciones de pérdida de grandes áreas, en las centrales nucleares españolas se han implantado mejoras en seguridad en diferentes ámbitos, como por ejemplo:

- Mejoras en la protección frente a incendios (protección frente a espurios causados por el incendio, PCI sísmico etc) (CN Trillo, STª Mª de Garoña, CN Almaraz, CN Ascó, CN Vandellós).
- Mejoras[1] en la separación eléctrica de trenes, en el aislamiento de la contención y en el sistema de tratamiento de gases de reserva (STª Mª de Garoña).
- Mejoras en los sistemas de parada remota y alternativa (CN Almaraz).
- Mejoras en las metodologías de cálculo empleadas en los análisis de accidentes (CN Ascó, CN Almaraz).

- Mejoras para hacer frente a situaciones de perdida de grandes áreas, pérdida total de suministro eléctrico y pérdida de sumidero final de calor, como resultado de los análisis efectuados en las pruebas de resistencia y pérdida de grandes áreas.

La implantación de todas estas modificaciones, entre las que destacan[3] la implantación de sistemas de venteo filtrado de la contención, la implantación de recombinadores autocatalíticos pasivos, el nuevo centro de gestión de emergencias, la implantación de equipos portátiles de bombeo y suministro eléctrico y el refuerzo de los sistemas de instrumentación, entre otros, ha contribuido a robustecer las centrales nucleares españolas frente a situaciones más de la base de diseño.

En cuanto al principio 3, los artículos 14.2.1 y 14.3.1 explican en detalle el marco regulador por el cual se requiere a las centrales la realización de evaluaciones de seguridad exhaustivas y periódicas y la implantación de las mejoras que sean razonablemente factibles, destacando la IS 21 en lo que se refiere al tratamiento de las modificaciones de diseño y la IS 26 en lo que se refiere a la realización de las revisiones periódicas de la seguridad. Destacar que la guía de seguridad GS 1.10, que establece las directrices para la realización de las RPS por parte de los titulares, está actualmente en revisión para adaptarla a la guía SSG-25 "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants" del OIEA. El CSN tiene previsto que la próxima central que deba realizar la RPS pueda efectuarla siguiendo la nueva guía.

[3] Algunas de estas modificaciones aún no están en servicio, pero se encuentran en las fases finales de su implantación.

ANEXO 14.A

Instrucciones Técnicas Complementarias emitidas a Central nuclear Trillo asociadas al condicionado de la autorización de explotación.

Las ITC 11 a 18, ambas incluidas, son las asociadas a los resultados de la evaluación de la RPS/NAC (se ligan a las condiciones 7, 8 y 9 de la autorización de explotación).

ASUNTO: INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE CN TRILLO

El titular de CN Trillo solicitó, el 15 de noviembre de 2013, ante el Ministerio de Industria, Energía y Turismo la renovación de la autorización de explotación de la central por un periodo de diez años, apoyando su solicitud en las conclusiones de la Revisión Periódica de la Seguridad presentada en cumplimiento con la condición 2 de la Orden Ministerial de 16 de noviembre de 2004, mediante la cual se concedió la autorización de explotación en vigor.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de 8 de octubre de 2014, estudió la solicitud, así como el informe que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y acordó informarla favorablemente en base a lo previsto en el artículo 2.b) de la Ley 15/1980, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Así mismo, acordó establecer a CN Trillo las Instrucciones Técnicas Complementarias que se adjuntan.

El presente escrito sustituye y anula escrito de referencia CNTRI-TRI-SG-14 01 (n° de registro de salida del CSN 8967 de 18 de noviembre de 2014) debido a un error en la numeración de las Instrucciones Técnicas Complementarias.

Contra el presente acuerdo, podrá interponerse recurso contencioso-administrativo en el plazo de dos meses desde el día siguiente al de la notificación del mismo, ante la Sala de lo Contencioso-Administrativo de la Audiencia Nacional, conforme a lo establecido en el artículo 46 y en la disposición adicional cuarta de la Ley 29/1998, de 13 de julio, de la Jurisdicción Contencioso-Administrativa, sin perjuicio de la posibilidad de interponer recurso potestativo de reposición ante el mismo Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes a contar desde el día siguiente al de la notificación del presente acuerdo, según lo dispuesto en los artículos 107, 116 y 117 de la Ley 30 /1992, de 26 de noviembre, de Régimen Jurídico de las Administraciones Públicas y del Procedimiento Administrativo Común, en la redacción dada a los mismos por la Ley 4/1999 de 13 de enero.

Madrid, a 19 de noviembre de 2014

LA SECRETARIA GENERAL

INSTRUCCIONES TÉCNICAS COMPLEMENTARIAS ASOCIADAS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CN TRILLO

1. **Instrucción Técnica Complementaria n° 1** asociada a la Condición 3 del Anexo de límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   Todas las revisiones de los documentos referenciados en la Autorización de Explotación deberán llevar identificados los cambios introducidos y sus solicitudes de autorización se acompañarán de un documento en el cual se justifique cada uno de los cambios.

   En el caso del Reglamento de Funcionamiento las revisiones que incluyan cambios en la organización de explotación se acompañarán de un documento sobre gestión del cambio con el siguiente contenido: análisis de los cambios organizativos, identificación de los documentos afectados y programa para su actualización, formación requerida por las personas afectadas por los cambios y los planes para su obtención, análisis del impacto de los cambios sobre la capacidad técnica de la organización y descripción del proceso y programa de implantación de los cambios.

2. **Instrucción Técnica Complementaria n° 2** asociada a la Condición 3.3 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   Los cambios en el Reglamento de Funcionamiento relacionados con los aspectos que se indican a continuación, suponen reducción de requisitos, a efectos de requerir aprobación por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor:

   a) Modificación de la estructura organizativa que afecte a las dependencias jerárquicas o funcionales requeridas en la normativa para unidades que tienen asignadas funciones o responsabilidades en áreas específicas.

b) Modificación de las funciones o responsabilidades asignadas a la organización de explotación cuando tenga implicaciones en la seguridad nuclear o la protección radiológica en operación normal o en caso de emergencia.

c) Modificación de la composición o funciones del CSNC o CSNH.

d) Modificación de los programas de formación y reentrenamiento del personal con licencia o del personal con funciones en la organización de respuesta del titular en caso de emergencia, cuando tengan impacto en la cualificación específica requerida para este personal.

e) Modificación de la relación de informes o notificaciones a remitir a la administración o de libros o registros que documentan la ejecución de actividades relacionadas con la seguridad y la protección radiológica de la central o del contenido establecido para esos documentos.

3. **Instrucción Técnica Complementaria nº** 3 asociada a la Condición 3.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   Los cambios del Manual de Garantía de Calidad relacionados con aspectos editoriales, o con los aspectos que se indican a continuación, no suponen reducción de compromisos, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor:

   a) Utilización de normas aceptadas por el CSN más recientes que las aplicadas en el programa en vigor.

   b) Utilización de criterios de garantía de calidad aprobados por el Ministerio de Industria Turismo y Comercio como consecuencia de un Dictamen del CSN, siempre que las condiciones para la aprobación sean similares.

   c) Modificaciones de la descripción de los puestos y funciones de la organización, siempre que la autoridad y responsabilidad en aspectos de garantía de calidad quede claramente definida.

   d) Modificaciones de la organización siempre que se garantice que las personas y organizaciones responsables de las funciones de garantía de calidad continúan teniendo la autoridad y libertad organizativa necesarias, incluyendo independencia respecto a los costes y programaciones.

4. **Instrucción Técnica Complementaria, nº 4** asociada a la Condición 3.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   Los aspectos que se indican a continuación afectan a normas o criterios básicos de protección radiológica, a efectos de requerir la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear del Manual de Protección Radiológica antes de su entrada en vigor:

   a) Incorporación de cambios derivados de la aplicación de nueva reglamentación nacional básica de protección radiológica.

   b) Aplicación práctica de los preceptos reglamentarios relacionados con la clasificación radiológica de zonas y de personal.

   c) Requisitos de acceso y normas de permanencia de trabajadores y miembros del público en zona controlada.

   d) Niveles de referencia utilizados en el control radiológico de materiales y de personas a la salida de zona controlada.

5. **Instrucción Técnica Complementaria nº 5** asociada a la Condición 3.6 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado requieren apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor, en los siguientes casos:

   a) Generación de tipos de residuos que difieran en su origen, naturaleza o características físico-químicas o radiológicas de los incluidos en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado.

   b) Selección de vías de gestión de los residuos radiactivos o del combustible gastado diferentes de las previstas en la revisión en vigor del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado o que supongan la alteración de los compromisos adquiridos por el titular en relación con las actuaciones de gestión.

c) Modificaciones de la instalación que supongan variaciones significativas en las cantidades de los residuos radiactivos generados o en las actividades de gestión de los mismos o variaciones de la capacidad de cualquiera de las modalidades de almacenamiento de combustible gastado implantadas.

d) Las modificaciones en la metodología para la clasificación de la instalación en zonas de residuos que afecten a los criterios para su establecimiento, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones temporales de las zonas *y* su retorno a la clasificación inicial, o a los criterios para llevar a cabo las evoluciones definitivas de las zonas.

e) Las modificaciones que supongan la evolución definitiva de una zona clasificada como «zona de residuos radiactivos» a una zona clasificada como «zona de residuos convencionales».

6. Instrucción Técnica Complementaria nº 6 asociada a la Condición 4.1 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

El informe anual de experiencia operativa propia y ajena, contendrá lo siguiente:

a) Sucesos internos.

Se presentará una tabla de todos los sucesos notificados en el año, haciéndose constar referencia del ISN, fecha, título del suceso y, para cada uno, descripción somera de las acciones correctoras o correctivas y estado de implantación de cada una de ellas.

b) Sucesos en otras centrales nucleares españolas.

Se presentará una tabla de todos los sucesos emitidos por otras CC NN españolas en el año, que se han considerado aplicables con el mismo contenido que la anterior. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable. Cuando resulte no aplicable, se indicará el criterio de exclusión.

c) Experiencia externa.

Se presentará una tabla resumen de las experiencias recibidas de los organismos que se citan posteriormente en el año, que se han considerado aplicables. Para cada experiencia, la tabla indicará referencia, fecha y título de la experiencia, se ordenará por tipo de experiencia y fecha de emisión, haciendo constar el resultado final del análisis de aplicabilidad: cerrado, abierto, no aplicable.

Los distintos tipos de experiencias externas a considerar son:

— INPO Event Reports Level 1 (IER-1), equivalentes a los antiguos Informes Significativos de Experiencia Operativa (SOER), emitidos por el Instituto de Operaciones Nucleares (INPO).

— INPO Event Reports Level 2 (IER-2), equivalentes a los antiguos Informes de Sucesos Significativos (SER), emitidos también por INPO.

— Recomendaciones escritas de los suministradores relativas a componentes, equipos y servicios de seguridad.

— Weiterleitungsnachricht (Circulares sobre experiencias operativas) emitidas por el GRS (Sociedad para la Seguridad Nuclear) alemán.

— Informes de Servicio e Informes de Experiencia aplicables emitidos por Kraftwerk Unión Aktiengesellschaft (KWU).

d) Experiencias cuya evaluación haya sido requerida formalmente por el CSN.

En los cuatro apartados:

— Para cada experiencia, sea interna o externa, requerida por el CSN, se presentará un análisis individualizado, donde se reflejará un breve resumen de la experiencia, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el explotador y la descripción, estado de implantación de cada acción correctora o correctiva asociada, fecha de cierre o fecha prevista de cierre, según su estado, y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto.

— Se presentará el estado de las experiencias correspondientes, no cerradas en informes anuales previos y su análisis individualizado.

— Una experiencia se considerará cerrada cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctivas derivadas de ella, incluyendo las de formación y la actualización de los documentos oficiales de explotación, a excepción del Estudio de Seguridad para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.

— Para cada acción correctiva pendiente se incluirá una fecha estimada de cierre.

7. Instrucción Técnica Complementaria n° 7 asociada a la Condición 4.2 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

El informe anual sobre nueva normativa incluirá el análisis sistemático de los documentos que se mencionan a continuación:

a) Disposiciones reglamentarias nacionales sobre seguridad nacional y protección radiológica

b) Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear

c) Requisitos y normas del país de origen del proyecto, en particular:

— Cambios en la Legislación Federal Alemana que pudieran ser aplicables a C N Trillo.

— Requisitos emitidos por el BMU.

— Normas Técnicas de Seguridad Nuclear (KTA) de la República Federal Alemana.

— Recomendaciones de la Comisión para la Seguridad de los Reactores (RSK) de la RFA.

— Recomendaciones de la Comisión de Protección Radiológica (SSK).

d) Requisitos formulados por el organismo regulador de los EE UU, en particular:

— Modificaciones de los apartados de la parte 50 y 100 del capítulo 10 del código de regulaciones federales (10 CFR) de EE.UU. requeridas por el CSN.

— Cartas genéricas de la NRC nuevas o revisión de las existentes.

— Boletines de la NRC nuevos o revisión de los existentes.

— Órdenes genéricas de la NRC (global, suministrador, tecnología).

e) Otros documentos emitidos por el organismo regulador de EE UU y que no son emitidos con carácter de requisito normativo, aunque se solicita del titular un análisis y posicionamiento en cuanto a su aplicación a la instalación:

— Revisiones de guías reguladoras (RG) emitidas por la NRC, que forman parte de las bases de licencia de la central.

— Nuevas guías reguladoras (RG) que se emitan como consecuencia de cambios o nuevos requisitos formulados por el organismo regulador de EE UU, y cuyo cumplimiento haya sido requerido por el CSN.

— Otras guías reguladoras (RG) distintas de las dos categorías anteriores, que el titular considere de especial interés la aplicación a su instalación, sin que formen parte de sus bases de licencia.

— Resumen de cuestiones reguladoras (RIS). Únicamente se revisarán los RIS que se encuentren dentro de los siguientes objetivos:

• Endosar posiciones de la industria

• Posiciones técnicas o de políticas de actuación de la NRC

Para cada nuevo requisito/recomendación emitido durante el periodo que cubre el informe, así como aquellos correspondientes a años anteriores que se encontraban pendientes de cierre en el informe anterior, se presentará un análisis individualizado. Dicho análisis contendrá al menos referencia, fecha, título, un resumen del requisito/recomendación, las conclusiones razonadas del análisis de aplicabilidad realizado por el titular identificando antecedentes si los hubiera (a excepción de las modificaciones al 10 CFR 50 y 100 requeridas por el CSN, que son siempre aplicables), el estado abierto o cerrado y en

su caso, las acciones correctoras previstas o ejecutadas indicando el estado de cada una, la fecha de compromiso para el cierre y la justificación de los retrasos en su ejecución que impidieran su cierre en la fecha en que estaba previsto. En el caso de que las acciones correctoras consistan en la realización de estudios o análisis deberá indicarse el resultado de los mismos una vez finalizados.

Así mismo, el informe anual de normativa incluirá una tabla histórica ordenada por tipo de requisito/recomendación y fecha de emisión, haciendo constar para cada uno su referencia, fecha, título, y el estado (abierto o cerrado) del mismo. Para el caso de las KTA, RSK, SSK, Guías Reguladoras, y sus revisiones, se incluirá un listado completo de todas aquellas que formen parte de las bases de licencia de la central, y de aquellas otras que considere de aplicación sin formar parte de las bases de licencia, especificando esta distinción.

Un requisito/recomendación se considerará cerrado cuando se hayan ejecutado todas las acciones correctoras derivadas de él, incluyendo la impartición de las acciones formativas identificadas a todo el personal al que vayan dirigidas y la actualización de los documentos de planta, a excepción del Estudio de Seguridad para el que bastará su entrada en el proceso de control de cambios.

8. **Instrucción Técnica Complementaria n° 8** asociada a la Condición 4.4 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación

   El informe anual sobre resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación definido en la condición 4.4 contendrá lo siguiente:

   a) Resumen de la dosimetría externa (oficial): Distribución de las dosis anuales de acuerdo al formato de la tabla adjunta, que se desglosará para personal de plantilla, de contrata y total.

      (*) Nivel de registro. El nivel de registro establecido para la dosimetría de termoluminiscencia es 0,1 mSv/mes. Los valores inferiores a dicho nivel de registro se computarán como cero a efectos de contabilización de dosis.

Intervalo de dosis (mSv/a)	Número de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.)
Dosis < N.R. (*)		
N.R. < Dosis < 1.00		
1.00 < Dosis < 2.00		
2.00 < Dosis < 3.00		
3.00 < Dosis < 4.00		
4.00 < Dosis < 5.00		
5.00 < Dosis < 6.00		
6.00 < Dosis < 10.0		
10.0 < Dosis < 20.0		
20.0 < Dosis < 50.0		
Dosis _>_ 50.00		
Total		
Total (dosis < 20 mSv/a)		
Total (dosis < 50 mSv/a)		
Total (dosis > N.R.)		

   b) Resumen de la dosimetría interna: Resultados obtenidos en el programa de vigilancia mediante medida directa de la radiactividad corporal:

      Número total de controles realizados.

      Número total de trabajadores controlados.

      Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de registro.

      Número de trabajadores con contaminación superior al nivel de investigación.

c) Análisis de las tendencias en los últimos cinco años de explotación de los indicadores que se relacionan a continuación. En dicho análisis se incluirá además de los datos solicitados, la información adicional que resulte pertinente (hechos destacables, circunstancias de explotación, etc.) para interpretar dichas tendencias:

1) Dosis colectiva anual.

2) Dosis colectiva anual por producción de energía (mSv.p/MWh).

3) Dosis colectiva (dosimetría operacional) en la parada de recarga.

4) Número de trabajadores de contrata en la parada de recarga (y porcentaje que representa sobre el total de trabajadores).

5) Horas x hombre empleadas en la parada de recarga.

6) Dosis colectiva por hora x persona en la parada de recarga.

7) Tasas de dosis en las localizaciones de la tabla 3. A (BWR) o 3.B (PWR) de la Guía de Seguridad 1 .5 del CSN. «Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera».

d) Los datos correspondientes a los apartados a, b, cl y c2 anteriores deberán remitirse al CSN no más tarde del 20 de Febrero de cada año natural, para facilitar la preparación del Informe Anual del CSN al Congreso y al Senado.

9. **Instrucción Técnica Complementaria n° 9** asociada a la Condición 4.5 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

   El contenido del informe anual sobre las actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado definido en la condición 4.5 deberá ajustarse a lo indicado en el apartado 6 de la Guía de Seguridad 9.3 del CSN.

10. **Instrucción Técnica Complementaria nº 10** asociada a la Condición **4.6** del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

    El informe anual sobre actividades de formación y entrenamiento de todo el personal, definido en la condición 4.6, contendrá tres apartados: el primero sobre el programa de formación y entrenamiento continuo a impartir durante el año en curso a personal con licencia de operación (operadores y supervisores); el segundo indicando la formación efectiva que durante el año anterior ha realizado el personal con licencia de operación; y el tercero para recoger la formación impartida al personal sin licencia que trabaje para la central y cuyas funciones estén relacionadas con la operación segura de la planta.

11. **Instrucción Técnica Complementaria n° 11** asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación, en lo relativo al Análisis de Nueva Normativa.

    El titular deberá considerar aplicables a la C N Trillo y analizar en el informe sobre nueva normativa a remitir en el primer trimestre de 2015 los documentos siguientes:

    — RSK 444 «Programa de pruebas y vigilancia para los transformadores con aislamiento de papel y aceite y para los transformadores secos en las centrales alemanas».

    — RSK 453 «Repercusiones de la estabilidad de la red alemana en las instalaciones nucleares y garantías del adecuado suministro a sus equipos desde la red exterior».

12. **Instrucción Técnica Complementaria nº 12** asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación, en lo relativo a Características del Emplazamiento.

    El titular, en el plazo de dos años, revisará el contenido del capítulo 2 del Estudio de Seguridad (ES) de C N Trillo para incluir explícitamente las bases de diseño aplicadas en la central relativas al emplazamiento.

    Además, en el mismo plazo, deberán presentar un plan sistemático para mantener actualizada la información de este capítulo, con indicación de alcance y periodicidad, de modo que recoja la situación actualizada del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas. La

primera actualización que se realice según el plan, se incluirá en la siguiente revisión ordinaria del ES que se efectúe con posterioridad a la indicada en el párrafo anterior.

13. **Instrucción Técnica Complementaria nº 13** asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación, en lo relativo a la Normativa de Aplicación Condicionada.

    1. El titular deberá incorporar a la Base de Licencia de la Central Nuclear de Trillo la normativa siguiente:

        a) KTA 3506 (1984). Tests and inspections of the instrumentation and control equipment of the safety system of NPPS.

        b) KTA 1203. Requirements for the accident management manual, apartado 5: Requirements Pertaining to Emergency Manual, Part 0 - Table of Contents and Introduction y apartado 7: Requirements Pertaining to Emergency Manual, Part 2 - Emergency Measures.

        c) KTA 3601 (2005). Ventilation systems in nuclear power plants sección 7.2.

        d) IEEE STD 765-2006. Preferred power supply (PPS) for NPPs.

        e) R.G. 1.36 revisión 0. Non metallic thermal insulation for austenitic stainless steel. Se aplicará exclusivamente a modificaciones futuras de la instalación.

        f) R.G. 1.52 revisión 3. Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants, sección 6.

        g) R.G. 1.124 revisión 2. Service limits and loading combinations for class 1 linear-type supports. Se aplicará exclusivamente a modificaciones futuras de la instalación.

        h) R.G. 1.140 revisión 2. Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants, sección 6.

        i) R.G. 1.180 revisión 1. Guidclines for evaluating electromagnetic and radio- frequency interference in safety-related I&C systems. Se incorporarán los aspectos siguientes para modificaciones futuras de la instalación:

            a. Considerar la realización de ensayos de interferencia por encima de 1 GHz, o demostrar que tales interferencias no son posibles en la central.

            b. La compatibilidad electromagnética se debe considerar también para equipos no relacionados con la seguridad cuyo fallo pueda afectar a funciones de seguridad. Como alternativas a la norma militar de Estados Unidos MIL-STD-461E, referenciada en la R.G., el titular podrá utilizar normativa internacional (IEC) o normas europeas (EN).

        j) R.G. 1.200 revisión 2. An approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities.

        k) G.L. 89.22 (octubre de 1989). Potential for increased roof loads and plant area flood runoff depth at licensed NPP due to recent change in PMP criteria developed by the national weather service.

        Las modificaciones del Estudio de Seguridad derivadas de los cambios en la Base de Licencia se incorporarán al mismo en la revisión posterior a la recarga de combustible del año 2015.

    2. El titular remitirá al CSN, en el plazo de seis meses, una revisión, integrando convenientemente la información adicional aportada, del análisis realizado para cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria sobre la Normativa de Aplicación Condicionada correspondiente a las siguientes normas:

        a) IEEE STD 765-2006: Preferred power supply (PPS) for NPPS.

        b) KTA 3504 (2006): Electrical drive mechanisms of the safety system in NPPS

        c) KTA 3705 (2006): Switchgear, transformers and distribution networks for the electrical power supply of the safety system in NPPS.

d) BTP 6-4: Containment purging during normal plant operations.

e) KTA 3601 (2005), sección 7.2: Ventilation systems in nuclear power plants.

f) RG 1.52 revisión 3, sección 6: Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants.

g) RG 1.140 revisión 2, sección 6: Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants.

h) R.G 1.23 (rcv. 1, marzo/2007): Meteorological monitoring programs for nuclear power plants.

i) GL 89-22 (oct /1989): Potential for increased roof loads and plant area flood runoff depth at licensed NPP due to recent change in Probable Maximum Precipitation criteria developed by the National Weather Service.

14. Instrucción Técnica Complementaria n° 14 asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación, en lo relativo a la Normativa de Aplicación Condicionada.

1. Respecto a la aplicación de la norma KTA 3601 (2005), *Ventilation systems in nuclear power plants,* el titular complementará las acciones propuestas para su cumplimiento con las siguientes:

   a) Implantar en el plazo de dos años desde la renovación de la autorización de explotación, una sistemática para la realización de pruebas de fugas periódicas con frecuencia anual, a todas aquellas compuertas manuales o actuadas que en el diseño tengan la condición de estancas o tengan valores limitados de fugas y como tal estén recogidas en el EFS y formen parte de los sistemas clasificados como Clase 1 o Clase 2 de acuerdo con la KTA 3601 de 2005.

      El titular analizará si existen limitaciones para la realización de esas pruebas debidas al diseño y, en su caso, identificará las mismas, analizará sus consecuencias y propondrá acciones compensatorias para garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba afectada. En el plazo de un año remitirá un informe al CSN con dicha información.

   b) Finalizar en el plazo de cuatro años desde la renovación de la autorización de explotación, las pruebas de estanqueidad de los conductos de impulsión aguas abajo de los ventiladores siguientes: 0TL61/62-D101, 0TL86/87/88-D101, 1/2/3/4TL90-D102/2/3/4, 0TL21-D111/121, 0TL22-D111/121, 0TL25- D131 /141, OTL27-D111/121, 0TL28-D111 /121.

   c) Realizar una prueba funcional, una redundancia cada año, de los serpentines de los sistemas:

      - TL75/76/77/78.
      - UV21/22/23/24-B701, UV27-B711/2/3/4, UV41/43-B752, UV42/44- B751, UV61/62/63/64-B751.

      Las pruebas de los serpentines deben recoger, al menos, una medida del caudal de aire, la temperatura diferencial del lado aire, el caudal de agua y la temperatura diferencial del lado agua, estando el sistema funcionando con los caudales de aire y agua de diseño en las condiciones existentes de carga térmica.

      La primera prueba de cada uno de los serpentines deberá estar realizada en el plazo de dos años desde la renovación de la Autorización Explotación.

      Excepcionalmente, en caso de que el titular identifique en equipos concretos limitaciones muy significativas para su realización, las pruebas funcionales podrán consistir en la realización de comprobaciones indirectas que demuestren la funcionalidad de los serpentines. En el plazo de un año desde la renovación de la Autorización Explotación, el titular remitirá al CSN un informe en el que se identifiquen estas posibles excepciones indicando, paracada una de ellas, la justificación de la no posibilidad de realizar la prueba y el método de prueba alternativo.»

2. Respecto de la aplicación de la RG 1.52 revisión 3, *Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of post-accident engineered-safety-feature atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants, y la RG 1.140 revisión 2, Design, inspection, and testing criteria for air filtration and adsorption units of normal atmosphere cleanup systems in light-water-cooled nuclear power plants, el titular llevará a cabo las acciones siguientes en los plazos que se indican:*

   a) Realizar las siguientes pruebas, consideradas como pruebas iniciales por ASME N510 de 1989, para todas las unidades de filtración en los sistemas de ventilación incluidos en el sistema TL:

      - Prueba de integridad estructural
      - Prueba de fugas
      - Prueba de distribución de flujo y prueba de capacidad
      - Prueba de uniformidad de mezcla aire-aerosol, para los sistemas TL- 6, TL 22, TL-25 y TL-28.

      El titular analizará si existen limitaciones para su realización debidas al diseño de sus unidades de filtración y, en su caso, identificará las mismas, analizará sus consecuencias y propondrá acciones compensatorias para garantizar que se cumplen los objetivos de la prueba afectada. En el plazo de un año se remitirá un informe al CSN con dicha información.

   b) Analizar si el procedimiento de prueba de los calentadores cumple el ASME N510, 1989 y, en su caso, completarlo para dar cumplimiento al mismo en el plazo de un año de la renovación de la Autorización de Explotación.

   c) El titular deberá realizar una prueba mensual del TL-6 comprobando el arranque de los ventiladores y la conexión de los calentadores durante un tiempo mínimo de 15 minutos.

   d) El titular deberá incluir las especificaciones de compra del adsorbente y de los filtros HEPA el requisito de cumplimiento con ASME AG-1 1997 o con una norma de diseño nuclear alternativa que incluya los mismos requisitos de calidad e idoneidad.

   e) Todos los filtros HEPA y filtros de adsorbente de las unidades de filtración del sistema TL deberán cumplir con la norma indicada en el párrafo anterior.

      El titular deberá completar todas las acciones indicadas en los puntos anteriores en el plazo de un año desde la renovación de la Autorización de Explotación, salvo los puntos a) en lo relativo al plazo de tiempo para completar las pruebas, y e) para los que se considera adecuado un plazo de dos años.

15. Instrucción Técnica Complementaria n° 15 asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación, en lo relativo a la Normativa de Aplicación Condicionada.

1. Respecto a la aplicación de la norma BTP 6-4, *containment purging during normal plant operations.*

   a) El titular debe, presentar, en el plazo de un año, una propuesta de cambio de ETF para incluir el bloqueo de apertura de las compuertas de aislamiento de DN 600 de los sistemas de ventilación de la contención (TL16/26) en los Estados de Operación 1, 2 y 3 con temperatura media del primario por encima de 93°C. También se incluirá la vigilancia de dicha posición cerrada y el tiempo de cierre máximo de 5 segundos.

      Mientras se incorpora ese cambio a las ETF, en los procesos de parada y arranque de las recargas, el titular deberá mantener cerrada la purga de DN 600 en los Estados de Operación 1, 2 y 3 con temperatura media del primario por encima de 93 °C.

   b) El titular deberá enviar al CSN, en el plazo de 3 meses, la información correspondiente a la realización de las pruebas de puesta en marcha de las compuertas de DN 300 del sistema de purga continua TL8 y TL17 o, de lo contrario, deberá realizar dichas pruebas en la próxima parada para recarga.

c) El titular deberá presentar, en el plazo de un año, una propuesta de modificación de ETF para establecer la frecuencia de prueba de las compuertas de DN300 del sistema de purga continua TL8 y TL17 (RV 4.5.2. 1 y 4.5.2.2), conforme a la tabla 4-2 de la KTA 3404 (una vez cada seis meses).

16. **Instrucción Técnica Complementaria nº 16**, asociada a la Condición 7 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

    El titular remitirá al CSN, en un plazo de seis meses, una revisión de la segunda Revisión Periódica de la Seguridad, de octubre de 2013, en la cual se hayan incorporado todas las mejoras derivadas de la evaluación realizada por el CSN.

17. **Instrucción Técnica Complementaria n° 17** asociada a la Condición 8 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

    Los Programas de Gestión del Envejecimiento sobre los equipos de suministro KWU, calificados ambientalmente de acuerdo con la KTA-3505 y para los que no se ha definido una vida calificada, se basarán, como mínimo, en las actividades siguientes:

    — Realizar un estudio de los fenómenos degradatorios por envejecimiento para cada uno de los equipos, identificando las partes degradables del mismo que son críticas para el cumplimiento de su función de seguridad en caso de accidente y los efectos de envejecimiento significativos resultantes sobre las mismas.

    — Evaluar la validez de las pruebas de vigilancia y/o prácticas de mantenimiento actualmente aplicadas a cada equipo para detectar y controlar dichos efectos del envejecimiento durante el periodo de instalación del equipo en la central.

    — Proponer las mejoras necesarias para dichas pruebas y procedimientos y desarrollar los programas de gestión de envejecimiento necesarios.

      Como alternativa a la aplicación de los programas de gestión de envejecimiento indicados, el titular podrá optar por la recalificación o por la sustitución preventiva de los equipos afectados.

18. **Instrucción Técnica Complementaria n° 18,** asociada a la Condición 9 del Anexo de Límites y Condiciones de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica de la Autorización de Explotación.

    El titular deberá revisar los procedimientos existentes o desarrollar nuevos procedimientos de prueba de la instrumentación y control de sistemas relacionados con la seguridad, incluyendo la verificación de lógicas de coincidencia como función prevista de seguridad, de acuerdo con el siguiente alcance e hitos:

    — Diciembre de 2015:

      Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de las lógicas de coincidencias de sistemas/controles autárquicos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETFs).

    — Diciembre de 2016:

      Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de las lógicas de coincidencias de sistemas/controles no autárquicos en sistemas relacionados con la seguridad cuya actuación esté requerida en ETFs, incluyendo enclavamientos de seguridad.

    — Diciembre de 2018:

      Estudio e incorporación en procedimientos (existentes o de nueva creación) de pruebas de señales de actuación en sistemas significativos consideradas en el Análisis Probabilista de Seguridad, incluyendo en su caso determinadas señales de protección en mandos operacionales. En cuanto a alcance por sistemas serían los incorporados a ETFs por el criterio 4 de la IS32, sistema de protección contra incendios UJ y, de los sistemas incluidos en los dos grupos anteriores, las señales que puedan considerarse en el alcance indicado.

Artículo 15. Protección radiológica

15.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios referentes a la protección radiológica de las instalaciones nucleares

15.1.1. Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

Las normas básicas para la protección radiológica de los trabajadores expuestos y de los miembros del público contra los riesgos resultantes de la exposición a las radiaciones ionizantes están establecidas en el Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, el cual traspone a la legislación nacional la Directiva 96/29 Euratom y que ha sido modificado en el Real Decreto 1439/2010

15.1.2. Otras disposiciones

Los aspectos relacionados con la protección radiológica de los trabajadores de empresas de contrata (trabajadores externos) de las centrales nucleares son objeto de especial atención para el CSN, dado que la experiencia muestra que más del 80% de las dosis ocupacionales registradas en estas instalaciones corresponden a dichos trabajadores.

La protección radiológica de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes está específicamente regulada por el Real Decreto 413/1997 de 21 de marzo de 1997, que traspone el contenido de la Directiva 90/641/Euratom 1990, relativa a la protección operacional de los trabajadores exteriores con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada.

Como desarrollo adicional, el Consejo de Seguridad Nuclear ha publicado diversas Instrucciones sobre los procedimientos a seguir para dar cumplimiento a determinados requisitos establecidos en la legislación nacional.

15.2. Expectativas en materia de reglamentación respecto de los procesos del titular de la licencia destinadas a optimizar las dosis de radiación y aplicar el principio Alara

Los tres principios básicos de justificación, optimización y limitación de la dosis individual sobre los que se sustenta el sistema de protección radiológica, están incorporados en la legislación española mediante el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.

En el sector núcleo-eléctrico la aplicación práctica del principio de optimización (o principio Alara) constituye un objetivo básico a alcanzar y se realiza mediante la implantación en las centrales nucleares de los criterios y la sistemática definidos en la Guía de Seguridad del CSN GS-1.12", *Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares"*.

En ella se establece el marco general a considerar por las organizaciones de las centrales nucleares para dar cumplimiento al principio Alara, contemplando, entre otros, los siguientes criterios:

- El cumplimiento del principio Alara debe ser un objetivo durante la explotación de la central y en la planificación de todas sus actividades, y debe formar parte de los planes de modificación y modernización de la central, incluyendo los procesos de desmantelamiento y clausura. En concreto, se ha aplicado a los proyectos de diseño o modificación del Almacén Temporal Individualizado de combustible irradiado de las centrales.

- La Dirección de la organización de la central debe comprometerse con la implantación del principio Alara en todas sus fases, desde el diseño a la clausura, como parte de su cultura de seguridad.
- El compromiso de la Dirección se debe trasladar a todos los elementos de la organización de la central, extendiéndose a las empresas externas implicadas en el desarrollo de los trabajos más significativos desde el punto de vista radiológico.
- Se deben establecer medios adecuados para informar, formar y motivar a todos los trabajadores de la central en el cumplimiento del principio Alara.

Dicha Guía de Seguridad establece que el compromiso de la organización de la central con el principio Alara debe materializarse con la puesta en práctica de un Programa Alara donde:

- Se definan indicadores radiológicos para verificar el grado de eficacia en la implantación del principio Alara.
- Se establezca una sistemática para la revisión, Alara, de los trabajos más significativos desde el punto de vista radiológico.
- Se defina la política de la central en todo lo relacionado con la reducción del término fuente.
- Se establezca una sistemática para la revisión, Alara, de las modificaciones de diseño.
- Se establezcan los programas de formación y entrenamiento para la implantación del principio Alara.
- Se defina el contenido y alcance del programa de auditorías internas a establecer para verificar el grado de implantación del Programa Alara.

Desde el inicio de los años 90 la puesta en práctica de esta doctrina se ha traducido en importantes modificaciones en las organizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas, con objeto de asegurar que todos los elementos de las mismas quedan seria y formalmente comprometidas con el cumplimiento del principio Alara.

Estas premisas se trasladan a los documentos oficiales de explotación, concretamente al Reglamento de Funcionamiento y al Manual de Protección Radiológica.

15.3. Ejecución de programas de protección radiológica por los titulares de la licencia

En el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes se establecen los siguientes límites de dosis.

Trabajadores expuestos:

- Límite de dosis efectiva: 100 mSv en cinco años oficiales consecutivos sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial.
- Límite de dosis a la piel (promediado sobre 1 cm^2): 500 mSv por año oficial.
- Límite de dosis al cristalino: 150 mSv por año oficial.
- Límite de dosis a manos, antebrazos, pies y tobillos: 500 mSv por año oficial.

Miembros del público

- Límite de dosis efectiva: 1 mSv por año oficial. En circunstancias especiales el Consejo de Seguridad Nuclear podrá autorizar un valor de dosis efectiva más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase 1 mSv por año oficial.

- Límite de dosis a la piel (promediado sobre 1 cm^2): 50 mSv por año oficial.
- Límite de dosis al cristalino: 15 mSv por año oficial.

Protección especial durante el embarazo y la lactancia

- Tan pronto como una mujer embarazada comunique su estado al titular de la práctica, la protección del feto deberá ser comparable a la de los miembros del público.
- El CSN ha establecido mediante Instrucciones Técnicas que a efectos de seguimiento del límite de dosis al feto (1 mSv desde el momento de declaración del embarazo), se considerará que dicho límite es equivalente a un valor de dosis de 2 mSv registrado en el dosímetro colocado en abdomen de la gestante.
- Desde el momento en que una mujer que se encuentre en periodo de lactancia e informe de su estado al titular de la práctica, no se le asignarán trabajos que supongan un riesgo significativo de contaminación radiactiva.

Límite de dosis para personas en formación y estudiantes:

- Los límites de dosis para las personas en formación y los estudiantes mayores de dieciocho años que, durante sus estudios, tengan que utilizar fuentes, serán los mismos que los de los trabajadores expuestos.
- El límite de dosis para perso*n*as en formación y estudiantes con edades comprendidas entre dieciséis y dieciocho años que durante sus estudios tengan que utilizar fuentes será de 6 mSv por año oficial. Sin perjuicio de este límite de dosis:
  - — Límite de dosis para el cristalino: 50 mSv por año oficial.
  - — Límite de dosis para la piel (promediado sobre 1 cm^2): 150 mSv por año oficial.
  - — Límite de dosis para las manos, antebrazos, pies y tobillos: 150 mSv por año oficial.

Controles administrativos de dosis

En las centrales nucleares se establecen controles administrativos de dosis efectiva para todos los trabajadores expuestos, los cuales no tiene implicaciones reguladoras equivalentes a los límites de dosis. Se realizan como un control interno para asegurar que no se sobrepasen los límites de dosis fijados por la legislación y para conseguir el objetivo de optimización de dosis, manteniéndola tan baja como sea razonablemente posible.

Los controles administrativos de dosis se definen en el Manual de Protección Radiológica para los diferentes modos operativos de la planta: funcionamiento normal, trabajos excepcionales y paradas.

En el Anexo 15.A se presenta información de dosimetría de los trabajadores expuestos en el año 2015.

Exposiciones Alara

La puesta en práctica del principio Alara en las distintas organizaciones de explotación siempre responde a un mismo esquema:

1. Un nivel directivo o gerencial que impulsa y aprueba la cultura Alara y los objetivos de dosis, propocionando los recursos necesarios.
2. Un nivel ejecutivo que propone la política Alara y los objetivos de dosis, analiza los resultados y toma acciones correctoras.
3. Un nivel técnico que realiza el análisis, planificación, seguimiento de los trabajos, revisa los resultados y propone acciones de mejora.

Una herramienta operacional que favorece la implementación del programa de protección radiológica por parte del titular es el Permiso de Trabajo con Radiaciones (PTR) que constituye una orden de trabajo que establece el trabajo a realizar, la duración estimada del mismo, las condiciones radiológicas de la zona de trabajo y los requisitos de dosimetría y protección radiológica.

El control reglamentario de la protección radiológica de la población se pone en práctica mediante los programas de limitación, vigilancia y control de los efluentes de las centrales y mediante los programas de vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de éstas.

Cumplimiento de las condiciones de emisión de sustancias radiactivas

La normativa española establece que la liberación de efluentes radiactivos al medioambiente tiene que cumplir los límites establecidos, debiendo garantizar, además, que sea lo más baja posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales. Adicionalmente, el Consejo de Seguridad Nuclear ha incluido en su instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares (BOE nº 165 de 8 de julio de 2010), que, además de los mencionados factores económicos y sociales, se consideren las mejores técnicas disponibles para minimizar la liberación de efluentes radiactivos.

El sistema de limitación, vigilancia y control de efluentes de las centrales nucleares ha conducido a unos valores reales de vertido muy inferiores a los límites autorizados, homologables a escala internacional.

En el Anexo 15.B. se indica la limitación aplicable a los vertidos de sustancias radiactivas al medioambiente procedentes de las centrales nucleares españolas.

En la tabla 15.B.1 se indica la actividad vertida por las centrales nucleares durante el año 2015. El impacto radiológico asociado a los vertidos no es significativo, representando las actividades vertidas una pequeña fracción de los límites de dosis autorizados.

Las dosis efectivas que se han calculado para el individuo más expuesto del público, considerándose hipótesis muy conservadoras, no han superado en ningún caso el límite de 0,1 mSv autorizado para los efluentes radiactivos, siendo 0,004 mSv/año el valor máximo estimado para el año 2015.

Vigilancia radiológica ambiental

Cada central nuclear dispone de un Programa de vigilancia radiológica ambiental de su entorno, de acuerdo con las directrices del CSN, cuyo calendario anual y resultados son evaluados por el CSN. En el anexo 15.C se describe el contenido de los programas de vigilancia radiológica ambiental y sus resultados más significativos durante el año 2014, últimos disponibles en el momento de redactar este informe.

De la valoración de estos resultados se desprende que el impacto radiológico de las centrales nucleares españolas en el entorno continúa muy por debajo de los límites establecidos y la calidad medioambiental alrededor de las instalaciones se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista riesgo para las personas como consecuencia de su operación.

15.4. Actividades de examen y control regulador

El sistema de integrado de supervisión de centrales (SISC) incluye:

- Inspección de la Protección Radiológica ocupacional, del público y el medio ambiente.
- Aplicación de la metodología establecida para categorizar los hallazgos encontrados.
- Supervisión de los indicadores de funcionamiento definidos por el programa.

Además, los aspectos de Protección Radiológica Ocupacional y aplicación del principio Alara en las paradas de recarga se evalúan a través de la supervisión de los informes finales de recarga remitidos por los titulares de acuerdo a lo establecido en la Instrucción del Consejo IS-02 "sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera". Asimismo el CSN ha definido el alcance y contenido de los programas de vigilancia y control de efluentes, así como el programa de vigilancia ambiental para cada central nuclear. Inspecciona su aplicación y evalúa sus resultados. Adicionalmente, el CSN realiza un programa de vigilancia radiológica ambiental independiente al del titular en el área del entorno de cada central, que permite contrastar resultados.

En el anexo 15.C se amplía la descripción de estos programas.

ANEXO 15.A

Información relativa a la dosimetría personal incluida en el informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado, correspondiente al año 2015

A. Exposición externa

Los resultados estadísticos de las dosis acumuladas en el año 2015 para el colectivo total de las centrales nucleares son los siguientes:

Dosis colectivas

En el siguiente cuadro se muestran las dosis colectivas globales anuales para cada una de las centrales nucleares en el año 2015. Se han producido cuatro paradas para recarga de combustible en las centrales nucleares tipo PWR, Almaraz II, Ascó I, Vandellós II y Trillo y en la central nuclear de Cofrentes, tipo BWR.

La central Santa María de Garoña no está en operación desde el año 2012, y tiene concedida la declaración de cese de explotación.

Almaraz I y II	572,10	mSv.persona
Ascó I y II	537,88	mSv.persona
Garoña	119,9	mSv.persona
Cofrentes	2.466,82	mSv.persona
Vandellós II	906,08	mSv.persona
Trillo	259,75	mSv.persona

Estos datos hacen que la dosis colectiva media, por reactor, a lo largo del año 2015 sea de 607,82 mSv.persona. Por tipo de reactor, dicho parámetro alcanza un valor de 1293,36 mSv.persona para BWR y 379,30 mSv.persona para PWR.

Como datos de referencia, en las figuras 15.A.1.y 15.A.2. se muestran, en función del tipo del reactor, gráficos comparativos de la evolución del parámetro dosis colectiva trienal media en España, Europa, Asia y EEUU. Los datos internacionales ha sido extraídos de la base de datos publicada por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- Information System on Occupational Exposure).

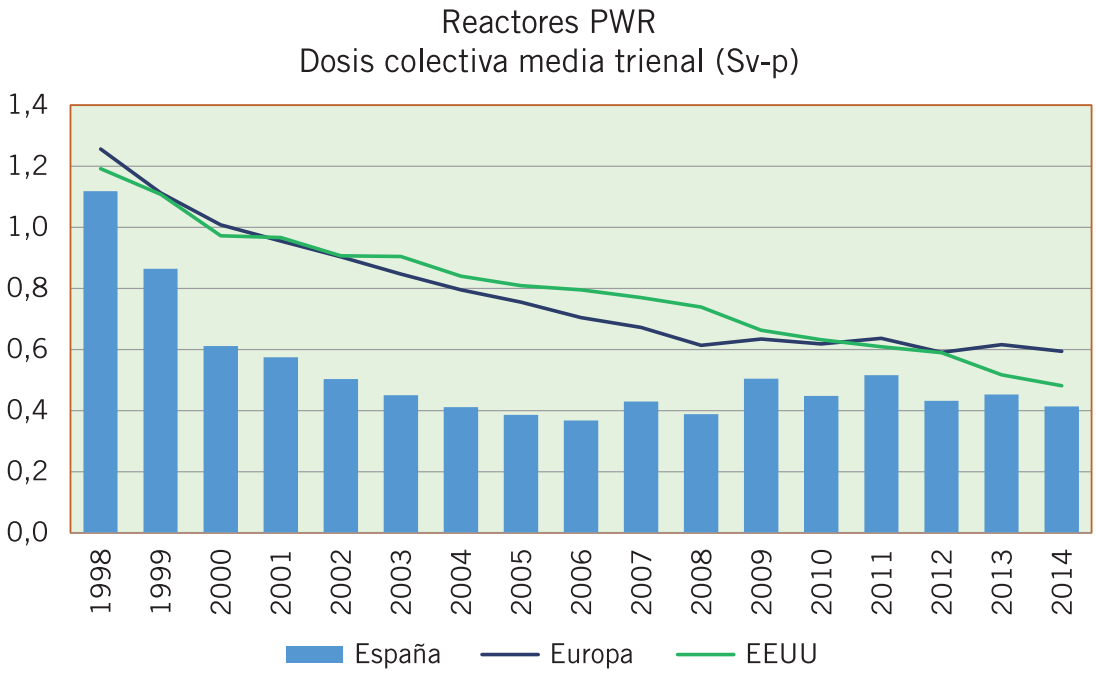


Figura 15.A.1 Dosis colectiva trienal media (Sv.persona) para reactores de tipo PWR. Comparación internacional

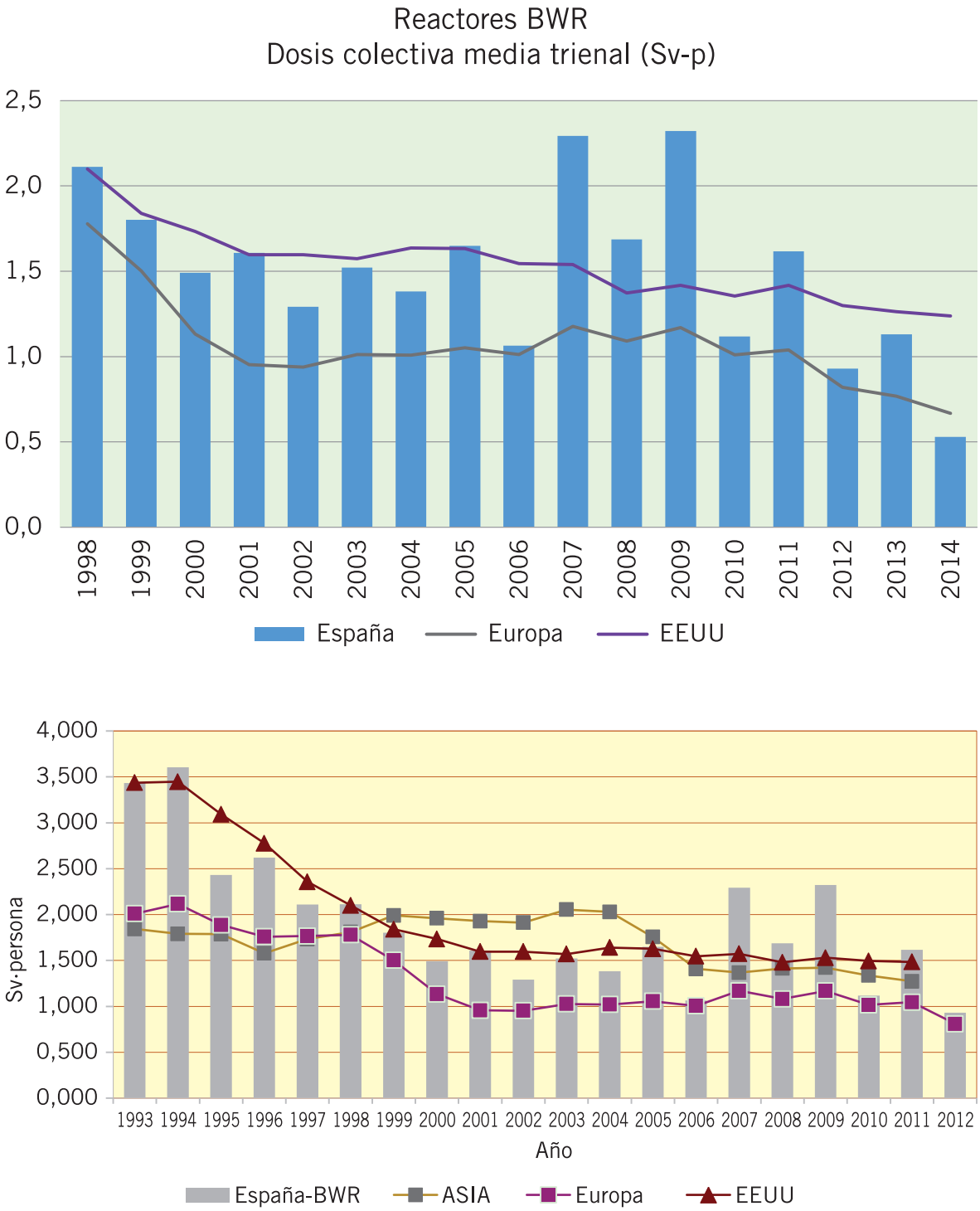


Figura 15.A.2. Dosis colectiva trienal media (Sv.persona) para reactores de tipo BWR. Comparación internacional.

B. Exposición interna

En relación con la dosimetría interna se llevaron controles mediante medidas directas de la radiactividad corporal a todos los trabajadores con riesgo significativo de incorporación de radionucleidos y en ningún caso se detectaron valores superiores al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

ANEXO 15.B

Limitación, vigilancia y control de vertido de sustancias radiactivas en las centrales nucleares españolas

El sistema de limitación, vigilancia y control de los vertidos radiactivos de las centrales nucleares se basa en los mismos principios, criterios y prácticas que fueron descritos en los informes previos.

Desde 1997 el límite de vertido para las centrales nucleares está establecido como una dosis efectiva de 0,1 mSv/a para el conjunto de los efluentes líquidos y gaseosos de cada reactor. Este límite garantiza con un margen de seguridad muy amplio que las dosis que pueda recibir la persona más expuesta del público sean inferiores a los límites de dosis al público establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes: 1mSv/a de dosis efectiva y 50 mSv/a de dosis equivalente a la piel. Este límite de vertido aplica tanto a la fase de operación de las centrales nucleares como a su desmantelamiento.

Como consecuencia de la aplicación de este sistema de limitación de vertidos, los valores reales de las descargas siguen siendo muy inferiores a los límites autorizados y perfectamente homologables a escala internacional. La tabla 15.B.1 muestra los efluentes de las centrales nucleares españolas vertidos durante el año 2015; la dosis efectiva estimada para el individuo más expuesto del público como consecuencia de estos vertidos representan como máximo un 4% del límite de dosis autorizado para los efluentes radiactivos.

Tabla 15.B.1 Efluentes radiactivos de centrales nucleares. Actividad vertida en el año 2015 (Bq) [1]

	CENTRALES PWR					
	CN José Cabrera [2]	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo
Efluentes Líquidos						
Total salvo Tritio y Gases Disueltos	$1{,}52\ 10^{8}$	$5{,}38\ 10^{9}$	$2{,}51\ 10^{9}$	$2{,}64\ 10^{9}$	$6{,}68\ 10^{9}$	$3{,}06\ 10^{8}$
Tritio	$1{,}40\ 10^{11}$	$4{,}30\ 10^{13}$	$2{,}47\ 10^{13}$	$1{,}56\ 10^{13}$	$9{,}92\ 10^{12}$	$1{,}14\ 10^{13}$
Gases Disueltos	- -	$7{,}20\ 10^{7}$	$4{,}56\ 10^{8}$	$2{,}07\ 10^{7}$	$1{,}16\ 10^{8}$	(3)
Efluentes Gaseosos						
Gases Nobles	- -	$2{,}07\ 10^{12}$	$6{,}12\ 10^{11}$	$6{,}16\ 10^{10}$	$2{,}22\ 10^{10}$	$1{,}08\ 10^{11}$
Halógenos	- -	$6{,}64\ 10^{4}$	UD	UD	$2{,}76\ 10^{6}$	UD
Partículas	$5{,}46\ 10^{5}$	$1{,}55\ 10^{6}$	$5{,}78\ 10^{6}$	$8{,}39\ 10^{6}$	$4{,}45\ 10^{7}$	UD
Tritio	$3{,}70\ 10^{9}$	$5{,}29\ 10^{12}$	$5{,}96\ 10^{11}$	$7{,}31\ 10^{11}$	$2{,}60\ 10^{11}$	$5{,}91\ 10^{11}$
Carbono-14	- -	$3{,}70\ 10^{11}$	$1{,}06\ 10^{11}$	$1{,}19\ 10^{11}$	$1{,}32\ 10^{11}$	$1{,}43\ 10^{11}$

	CENTRALES BWR	
	CN S.M. Garoña[4]	CN Cofrentes
Efluentes Líquidos		
Total salvo Tritio y Gases Disueltos	$3{,}91\ 10^{7}$	$3{,}51\ 10^{8}$
Tritio	$1{,}81\ 10^{11}$	$9{,}85\ 10^{11}$
Gases Disueltos	UD	$4{,}20\ 10^{7}$
Efluentes Gaseosos		
Gases Nobles	UD	$1{,}74\ 10^{13}$
Halógenos	- -	$3{,}77\ 10^{9}$
Partículas	$8{,}90\ 10^{5}$	$4{,}08\ 10^{7}$
Tritio	$3{,}43\ 10^{11}$	$2{,}87\ 10^{12}$
Carbono-14	- -	$2{,}00\ 10^{11}$

(1) UD: Umbral de Decisión.

(2) Efluentes generados como consecuencia del desmantelamiento de la central.

(3) Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en el proceso de tratamiento de los mismos.

(4) En cese definitivo de explotación desde el 6 de julio de 2013.

ANEXO 15.C

Programas de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares españolas

La vigilancia radiológica del entorno de las centrales nucleares españolas se lleva a cabo mediante dos programas independientes que se desarrollan por distintos responsables.

El primero, es ejecutado por el titular de acuerdo con las directrices del Consejo de Seguridad Nuclear, y se encuentra sometido al control regulador del CSN.

El segundo es ejecutado por el propio Consejo de Seguridad Nuclear, en colaboración con laboratorios nacionales o universitarios de la región en la que se ubica la instalación, y en algunos casos a través de la encomienda de funciones a los gobiernos de las comunidades autónomas. Este programa es completamente independiente del realizado por el titular en cuanto a la recogida de las muestras y a los laboratorios que realizan las determinaciones analíticas. Los puntos de muestreo, el tipo de muestras y los análisis realizados coinciden con los efectuados por los titulares. Su alcance se sitúa en torno al 5% del programa desarrollado en cada instalación pudiendo llegar hasta el 50% dependiendo del tipo de muestra.

Actualmente continúan implantados ocho programas de vigilancia radiológica ambiental en torno a las respectivas centrales nucleares, cinco en explotación, una en cese de explotación, una en desmantelamiento y una en fase de latencia, en los que se recogen del orden de 8.000 muestras por año y se realizan unas 13.000 determinaciones analíticas.

En la tabla 15. C. 1 se incluye un resumen de los programas realizados en torno a las centrales nucleares en explotación.

En la tabla 15. C. 2 se incluyen, a título ilustrativo, los valores medios de los resultados obtenidos en los análisis (sin considerar los valores inferiores a los límites de detección) de las muestras de aire de los programas de vigilancia radiológica ambiental desarrollados en torno a las centrales durante 2014.

Tabla 15.C.1 PVRA de los titulares en las centrales nucleares en explotación

Tipo de muestra	Frecuencia de muestreo	Análisis realizados
Aire	Muestreo continuo con cambio de filtro semanal	Actividad beta total, Sr-90, Espectrometría γ, I-131
Radiación directa	Cambio de dosímetros después de un período de exposición máximo de un trimestre	Tasa de dosis integrada
Agua potable	Muestreo quincenal o de mayor frecuencia	Actividad beta total, beta resto, Sr-90, Tritio, Espectrometría γ
Agua de lluvia	Muestreo continuo con recogida de muestra mensual	Sr-90, Espectrometría γ
Agua superficial y subterránea	Muestreo de agua superficial mensual o de mayor frecuencia y de agua subterránea trimestral o de mayor frecuencia	Actividad beta total, beta resto, Tritio, Espectrometría γ
Suelo, sedimentos y organismos indicadores	Muestreo de suelo anual y de sedimentos y organismos indicadores semestral	Sr-90, Espectrometría γ
Leche y cultivos	Muestreo de leche quincenal en época de pastoreo y mensual en el resto del año. Muestreo de cultivos en épocas de cosechas	Sr-90, Espectrometría γ, I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Muestreo semestral	Espectrometría γ

Tabla 15.C.2 PVRA de las centrales nucleares. Año 2014

Central nuclear	Aire. Valor medio Bq/m^3			
	ß-Total	I-131	Sr-90	Cs-137
Almaraz	6,88E-04	<LID	<LID	<LID
Ascó	6,82E-04	<LID	<LID	<LID
Cofrentes	7,05E-04	<LID	<LID	<LID
Vandellós II	6,15E-04	<LID	<LID	<LID
Trillo	5,13E-04	<LID	<LID	<LID
Santa María de Garoña[1]	3,95E-04	—	<LID	<LID
José Cabrera[2]	5,75E-04	—	<LID	<LID

LID: Límite Inferior de Detección

[1] En cese de explotación

[2] En desmantelamiento

Artículo 16. Preparación para casos de emergencia

16.1. Planes de emergencia y programas

La planificación y preparación ante situaciones de emergencia nuclear vienen regidas, para aquellas emergencias derivadas de accidentes en centrales nucleares, por el Plan Básico de Emergencia Nuclear (Plaben) y en las Directrices que de él derivan.

Asimismo, se recogen disposiciones generales sobre emergencias nucleares en la Ley de Creación del CSN, en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, en el Acuerdo del Consejo de Ministros sobre información al público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica, y en la normativa básica de protección civil.

Cada una de las centrales nucleares dispone de un Plan de Emergencia Interior en el que se establece y documenta cual debe ser la respuesta del titular ente los posibles situaciones de emergencia.

Los aspectos más destacables de las modificaciones introducidas en el marco legal y reglamentario sobre emergencias nucleares en este periodo se resumen a continuación:

16.1.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios relativos a la preparación para emergencias en el emplazamiento y fuera de él

Instrucciones Técnicas Complementarias post-Fukushima

En el marco de las "pruebas de resistencia", el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) emitió para cada una de las centrales nucleares españolas una serie de Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC), requiriendo a los titulares la realización de medidas y acciones encaminadas a un redimensionamiento de la organización del titular para gestionar adecuadamente las situaciones de emergencia teniendo en cuenta los nuevos escenarios contemplados en las pruebas de resistencia europeas. Este proceso ha incluido la revisión y análisis tanto de los medios humanos como materiales, así como la adopción de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas de la central nuclear.

Como resultado de las pruebas de resistencia realizadas por todas las centrales nucleares españolas, y cuyos informes y evaluaciones se han recogido en los informes de planes de acción nacionales de 2012 y 2014, que fueron sometidos a sendos "peer review" de evaluación, en Luxemburgo (2013) y Bruselas (2015) respectivamente, se han realizado modificaciones de diseño para afrontar emergencias y mejoras en la gestión de accidentes.

Las mejoras identificadas son las siguientes:

- Adecuación de los medios humanos y materiales asignados a la organización de respuesta ante emergencias, operativos desde inicios de 2014.
- Nuevo Centro de Apoyo a Emergencias (CAE) que está operativo desde inicios de 2014.
- Centros Alternativos de Gestión de Emergencias (CAGE), que deben estar operativos en los emplazamientos a finales de 2016.

Todas las modificaciones que afectan a la gestión de emergencia en el emplazamiento deben quedar recogidos en los PEI de todas las centrales nucleares, de acuerdo con lo requerido por el CSN en las correspondientes ITC.

El estado de implantación de estas mejoras se describe en el apartado 16.1.5 del presente informe.

Plan Básico de Emergencia Nuclear (Plaben)

En el anterior informe presentado por España a la Convención, se enumeraron once puntos para la revisión y mejora del Plaben. Actualmente se continúa trabajando en una profunda revisión del Plaben que va más allá de los once puntos considerados inicialmente y que trata de incorporar adicionalmente las tendencias y recomendaciones internacionales que han ido consolidándose en estos últimos años y que se relacionan continuación.

La UE ha publicado la directiva 2013/59/Euratom, que requerirá modificaciones legislativas a los estados miembros en la gestión de emergencias, al tener que transponer esta directiva a la normativa del país antes del 6 de febrero de 2018. Para ello se ha creado un grupo de trabajo formado por representantes de diversos ministerios y del CSN, liderado por el Ministerio de Industria, Energía y Turismo (Minetur), que está analizando los documentos afectados por la mencionada directiva.

Así mismo, España como miembro de la UE viene participando en el grupo de trabajo sobre emergencias de Herca que junto al grupo ad hoc de Wenra, están emitiendo recomendaciones para armonizar criterios y niveles de referencia que los países miembros de la UE, adoptarían caso de una emergencia nuclear que afectase a la vez a varios estados miembros. Se está trabajando en la implantación del Herca-Wenra Approach.

Por otra parte, se está realizando un seguimiento de los trabajos desarrollados por el OIEA relacionados con la revisión de la normativa sobre emergencias, así como del proyecto de "Assessment and Prognosis".

En definitiva en toda la UE y por tanto en España se está actualmente inmersos en un ambicioso proceso de revisión de la normativa y de los criterios aplicables a la gestión de emergencias. Se espera que en España concluya a través de la aprobación del nuevo Plaben antes de final de 2016, principios del 2017.

16.1.2 Legislación sobre gestión de emergencias

Adicionalmente a la información incluida en el sexto informe nacional de la Convención sobre Seguridad Nuclear en este punto, en el periodo que nos ocupa se ha aprobado la ley 17/2015, de 9 de julio del Sistema Nacional de Protección Civil.

16.1.3 Nuevos Procedimientos Plan de Actuación ante Emergencias del CSN (PAE)

El CSN dispone de un Plan de Actuación ante Emergencias (PAE) incluyendo la Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE) que recoge las funciones, recursos específicos y procedimientos básicos de actuación de sus órganos directivos y técnicos, sus interacciones y las directrices generales sobre su formación y entrenamiento.

La ORE, complementaria de la organización ordinaria de trabajo, cuenta con una estructura operativa con un mando único que ejerce la función de dirección y adopta las decisiones, y en la que participan sus unidades técnicas y logísticas, de acuerdo con un plan de actuación establecido específicamente para estos casos y que se activa según el nivel de gravedad del accidente que desencadena la emergencia.

La ORE en caso de emergencia actúa conforme al PAE independientemente de la función reguladora y de control que tiene asignada el CSN y tiene como funciones:

- Colaborar en llevar la situación de emergencia a condición segura.
- Contribuir a mitigar las consecuencias radiológicas generadas por el accidente que ocasionó la situación de emergencia sobre las personas, los bienes y el medio ambiente.
- Informar y asesorar a las autoridades encargadas de dirigir el plan de emergencia aplicable, sobre la adopción de medidas de protección de la población.

- Informar a la población sobre los riesgos asociados a la situación de emergencia.
- Dar cumplimiento a los compromisos internacionales en materia de pronta notificación y asistencia mutua en lo que afecte al CSN.

El Plan incluye los procesos de incorporación de efectivos desde la estructura orgánica básica del CSN a la organización de respuesta a emergencias, y las tareas críticas de emergencia a realizar en cada situación para cubrir adecuadamente las responsabilidades asignadas al organismo dentro del sistema nacional de respuesta a emergencias.

Adicionalmente, el Plan considera la activación y actuación de una serie de servicios de intervención en zonas afectadas "in situ", en lo relativo al nivel de respuesta exterior en caso de emergencia nuclear.

La ORE opera básicamente desde un centro de emergencias, (Salem), que se encuentra en estado de alerta permanente para lo que es atendido en turno cerrado por un técnico y un oficial de comunicaciones, y cuenta con un retén de emergencia, compuesto por 12 personas, que puede responder a una situación de emergencia en un plazo inferior a una hora.

El Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con un plan de formación de su personal con tres niveles de implicación (divulgativo, organizativo y técnico). Así mismo, el PAE cuenta con un programa de ejercicios y simulacros de alcance interno, nacional e internacional; que permite comprobar periódicamente la operatividad de sus capacidades técnicas y realizar las mejoras oportunas.

Enmarcado en el proceso de revisión de normativa relacionada con la gestión de emergencias se está revisando el PAE, como se apuntó en el informe anterior y en este momento se dispone de un borrador que mejora los siguientes aspectos:

- Refuerzo de la confidencialidad de la emisión de comunicados técnicos oficiales sobre la situación y evolución de los accidentes nucleares.
- Actuaciones durante emergencias de larga duración.
- Mejora de las herramientas de evaluación de consecuencias y de ayuda a la toma de decisiones.
- Mejoras en la fiabilidad, en particular ante sucesos naturales extremos, de los medios de comunicación en emergencias entre el CSN, los demás organismos involucrados en la gestión de emergencias nucleares y las centrales nucleares.
- Refuerzo de la disponibilidad de técnicos que serían desplazados a las zonas afectadas o próximas por la emergencia.
- Introducir los mecanismos de activación de la Salem de respaldo.
- Dotación de personal para responder adecuadamente a los requerimientos de información en caso de emergencias por parte de las organizaciones internacionales y países vecinos.

Así mismo en este periodo se ha continuado completando el Manual de Procedimientos para Emergencias del CSN, con la edición de procedimientos que regulan las siguientes actuaciones:

- Grupo de Coordinación Operativa y actuaciones de los grupos coordinados por éste.
- Grupo de Información y Comunicación.
- Notificaciones internacionales.
- Funcionamiento del Retén de emergencias.
- Preparación, evaluación y seguimiento de ejercicios y simulacros.
- Formación de actuantes.
- Implantación del Sistema de Radiocomunicaciones Digitales de Emergencias del Estado (SIRDEE).

Asimismo, se ha desarrollado una aplicación informática que facilita la recepción e interpretación de los datos que las unidades móviles de caracterización radiológica pueden enviar en continuo a la Salem.

16.1.4. Aplicación de los principales elementos del plan nacional de preparación de emergencias, incluyendo la cadena de mando y la función y las responsabilidades del titular de la licencia, el órgano regulador y otros actores principales, comprendidas en organizaciones estatales

Se resume a continuación el papel que, según la normativa vigente en España, desempeña cada organización en la gestión de las emergencias nucleares:

- La Dirección de la emergencia exterior es desempeñada por una autoridad nacional en la provincia donde está ubicada la central nuclear (Delegación o Subdelegación del Gobierno), a través del correspondiente Plan de Emergencia Nuclear (PEN), exterior a la central nuclear.
- El seguimiento de la emergencia a nivel nacional, con la finalidad de proporcionar medios extraordinarios a la dirección de la emergencia y para tramitar la ayuda internacional, es desempañado por diferentes Ministerios e instituciones del Estado coordinados por el Ministerio del Interior (DGPCE), a través del Plan de Emergencia Nuclear de nivel Central de Respuesta y Apoyo (Pencra).
- El CSN como organismo regulador es la institución que evalúa técnicamente la situación de la emergencia y su posible evolución; efectúa las recomendaciones pertinentes a la dirección de la emergencia exterior para la adopción de las medidas de protección a la población y de los actuantes, y lleva a cabo el seguimiento del estado operativo de las plantas accidentadas. Todo ello a través de su Plan de Actuación ante Emergencias.
- Los titulares de la licencia de explotación de las centrales nucleares, se responsabilizan de la gestión de la emergencia nuclear en el interior de los emplazamientos nucleares, a través de sus Planes de Emergencia Interior y se coordinan con el CSN y la dirección de la emergencia exterior.

16.1.5 Aplicación de las medidas de preparación de las emergencias por parte de los titulares y planes de emergencia nuclear exteriores a las instalaciones nucleares

Nivel de Respuesta Interior

Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia en este nivel se contienen en los Planes de Emergencia Interior (PEI-Autoprotección) de las instalaciones nucleares.

El objetivo de estos Planes es recoger las actuaciones previstas por el titular de la instalación nuclear para reducir el riesgo de una emergencia radiológica y limitar, en caso de que se produzca, la liberación de material radiactivo al medio ambiente.

En el seno de un grupo mixto CSN-Unesa, se han revisado la redacción de los sucesos iniciadores de los PEI de todas las centrales nucleares, con objeto de evitar errores de interpretación en su identificación. Estas modificaciones han sido recogidas en la guía de Unesa "Clasificación de emergencias y relación de sucesos iniciadores de los PEI de las CCNN" (CEN-33-13). Sobre la base de esta guía, los titulares han revisado el texto de varios sucesos iniciadores de los PEI de todas las centrales nucleares.

En este periodo, y como consecuencia de los resultados de las pruebas de resistencia, se ha realizado una revisión de los PEI para incorporar:

- Los resultados de los análisis al dimensionamiento de la Organización de Respuesta a Emergencias (ORE) de los titulares, fundamentalmente para hacer frente a accidentes que afecten simultáneamente a varias unidades, y mejoras para cumplir con lo requerido al respecto con la normativa específica del CSN. Tras la realización de dichos análisis se han realizado ajustes en el personal del titular que forma la ORE de los PEI, con aumentos del personal del turno de operación, y del personal de retén.
- Mejoras para adaptar los niveles de referencia de dosis para los trabajadores pertenecientes a la organización de emergencia del titular, dependiendo de las funciones previstas en caso de emergencia.
- Se han construido o se están construyendo nuevos centros de apoyo en la gestión de las emergencias:
  - — Un Centro de Apoyo a Emergencias (CAE), único para todas las centrales, que está ubicado en las cercanías de Madrid y que se encuentra plenamente operativo. Previamente a su entrada en servicio, se llevaron a cabo pruebas de validación en cada planta. Además de un re-entrenamiento continuo, se lleva a cabo anualmente una práctica con los equipos CAE en planta.
  - — Un Centro Alternativo de Gestión de Emergencia (CAGE) en cada emplazamiento, en el artículo 14.2.5 se indican los plazos de implantación.
  - — Un Centro de Apoyo Técnico Alternativo en cada emplazamiento que de manera provisional estarán operativos hasta que los CAGE entren en servicio.
- Además de los equipos portátiles que se disponen en las áreas seguras de cada emplazamiento, se dispone de equipos portátiles en el CAE, que en caso necesario se trasladarían al emplazamiento afectado, por vía terrestre o aérea, para hacer frente a sucesos que impliquen pérdida de energía eléctrica y del sumidero final de calor: Motobombas, generadores diésel, equipos de iluminación, compresores autónomos, instrumentación, y conexiones rápidas que faciliten la utilización de estos equipos.
- Se dispone de equipos de comunicación autónomos más robustos y generadores diésel dedicados para garantizar la disponibilidad de las comunicaciones de los centros de gestión de emergencia de los titulares con el exterior en los escenarios postulados, caso de SBO (Station Blackout) de más de 72 horas.

Además los titulares, han incluido en los procedimientos de desarrollo de sus PEI:

- Procedimientos de gestión de la emergencia ante un daño extenso, que suponga la pérdida del personal para la dirección y control habitual de la emergencia. En dichas situaciones se contempla la utilización de las Guías de Mitigación de Daño Extenso para mantener la integridad del combustible en núcleo y piscina así como de la contención primaria; evitando o minimizando en lo posible las liberaciones radiactivas al exterior.
- Se ha revisado el protocolo de ayuda mutua entre centrales en caso de emergencia y establecido un procedimiento para agilizar los trámites de acceso de los equipos de apoyo exteriores a la central en caso de emergencia.
- Ha sido firmado un Protocolo de colaboración entre la Unidad Militar de Emergencias (UME) y la Asociación Española de la Industria Eléctrica (Unesa), en conformidad con los criterios establecidos por el CSN, sobre la participación de la UME en situaciones de gravedad extrema en el interior de las centrales nucleares españolas. Se ha impartido formación genérica sobre emergencias nucleares, y específica sobre cada emplazamiento a la UME, que será refrescada periódicamente. Se han llevado a cabo ejercicios prácticos en cada uno de los emplazamientos.

Nivel de Respuesta Exterior

Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia en este nivel se establecen en los Planes de Emergencia Nuclear exteriores a las centrales nucleares, (PEN), que a su vez incluyen los Planes de Actuación Municipal en Emergencia Nuclear, (PAMEN) y en el Plan de Emergencia Nuclear de nivel Central de Respuesta y Apoyo (PENCRA).

El Pencra establece la sistemática para proporcionar a la dirección del cada PEN los apoyos y medios adicionales que necesite,). El Pencra configura un modelo de respuesta a nivel Nacional que prevé la movilización de todos los recursos y capacidades del Estado Español que sean necesarios para configurar dicha respuesta, incluyendo la recepción y préstamo de ayuda internacional.

La gestión de los recursos nacionales para apoyo a los PEN exteriores se realiza a través de la Dirección General de Protección Civil y Emergencias (DGPCE), encuadrada en el Ministerio del Interior, como órgano coordinador de todos los apoyos necesarios de los diversos Organismos de la Administración Central, de otras Administraciones Públicas y de entidades privadas.

Estos recursos nacionales se han incrementado al crearse la Unidad Militar de Emergencias (UME), dependiente del Ministerio de Defensa, por Acuerdo de Consejo de Ministros de 7 de octubre de 2005, ya que dentro de las competencias de esta unidad está la de hacer frente a emergencias derivadas de riesgos tecnológicos, incluido el nuclear. El CSN participa dentro del acuerdo de colaboración con la UME en temas de telecomunicaciones, formación, coordinación operativa en una emergencia y dotación del equipamiento conjunto.

Se continúa trabajando en la adaptación de los Planes de Actuación de los Grupos Radiológicos de los PEN para reforzar el apoyo a los mismos desde la Organización de Respuesta de Emergencias del CSN aprovechando el avance de las nuevas tecnologías relacionadas con las herramientas de comunicación, estimación de consecuencias radiológicas y transmisión de datos.

Finalmente, se ha firmado un Convenio Marco de colaboración entre la DGPCE, el CSN y Unesa sobre la colaboración de los titulares de las centrales nucleares españolas en la implantación y mantenimiento de la eficacia de los planes de emergencia exteriores a las centrales nucleares. Para el desarrollo y puesta en práctica del citado Convenio Marco habrán de concluirse Convenios Específicos que serán suscritos por las partes correspondientes.

16.1.6 Capacitación, y ejercicios, actividades de evaluación y principales resultados de los ejercicios realizados, comprendidas las enseñanzas extraídas

En todos los planes nucleares exteriores se están realizando dos ejercicios anuales en los que participa el personal del Grupo Radiológico, los ejercicios generalmente son de control de accesos radiológicos o de activación de alguna Estación de Clasificación y Descontaminación (ECD) o de activación de un Cecopal (Centro de coordinación Municipal), de cara a mantener el entrenamiento del personal habitual del Plan y facilitar el intercambio de actuantes entre los distintos planes de emergencia.

Anualmente, y en relación con la capacidad de respuesta para afrontar emergencias de los titulares de las centrales nucleares, el CSN elabora el programa anual preceptivo de realización de simulacros de los PEI de las centrales nucleares. El CSN establece el alcance mínimo de los simulacros y adopta medidas para mantener la confidencialidad de los escenarios y evitar que los participantes conozcan el detalle de dichos escenarios. Este alcance, en las centrales nucleares en explotación, conlleva generalmente la declaración de Categoría III o Categoría IV de emergencia y, adicionalmente, se incluyen supuestos de: incendio, control y reparación de daños, rescate y primeros auxilios de personal herido y contaminado.

En noviembre de 2013, en el entorno de la central nuclear de Almaraz (CNA) y como respuesta a un hipotético accidente en dicha CNA, se llevó a cabo el ejercicio Curiex-2013 (Cáceres Urgent

Response International EXercise), que en el Plan Básico de Emergencia Nuclear (Plaben) se entiende como simulacro general del Plan de Emergencia Nuclear exterior a la central nuclear de Almaraz (Penca).

El ejercicio estuvo centrado en la respuesta del Plan de Emergencia Nuclear Exterior. La respuesta de la Organización de Respuesta a Emergencia del titular se comprueba anualmente con la realización del simulacro del Plan de Emergencia Interior (PEI) y no fue objeto del Curiex.

El ejercicio contempló todos los medios asociados al Penca, otros medios de respuesta nucleares y radiológicos de apoyo al Penca procedentes de Organizaciones Nacionales, activados a través del Plan del Nivel Central de Respuesta y Apoyo (Pencra), así como medios de apoyo Plan de Defensa Nuclear, Radiológico, Biológico y Químico (internacionales activados asimismo a través del Pencra y pertenecientes al Mecanismo Europeo de Protección Civil (MIC).

El ejercicio contempló una fase urgente con actuaciones fundamentalmente en campo, como un ejercicio de mesa para simular las primeras etapas de la fase de recuperación.

El escenario técnico de detalle para la fase urgente, días 5 y 6 de noviembre, contempló un accidente que evolucionó hasta la categoría IV del PEI en una de las unidades de CN Almaraz. Esto motivó que el Penca alcanzase situación 3 y que en la zona I de planificación, radio de 10 km en torno a CN Almaraz, fuese necesario recomendar desde la ORE del CSN, en correspondencia con la categoría del accidente, las contramedidas para mitigar las consecuencias radiológicas a la población previstas en el Penca para situación 3, esto es, confinamiento, profilaxis radiológica y evacuación de la población.

Durante la planificación del ejercicio, el CSN realizó mediante el código de cálculo Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis (Rascal) y la aplicación de Notificación de Emergencias con Rascal (NERAS) que adapta el código a las características de las centrales nucleares españolas, estimaciones de dosis en puntos de las rutas a las que se enviaron unidades móviles de caracterización radiológica.

Entre las lecciones aprendidas de Curiex, se puede destacar la necesidad de habilitar zonas de recepción de los medios y recursos extraordinarios tanto nacionales como internacionales en lugares adecuados y previamente determinados próximos a las zonas potencialmente afectadas, que faciliten la coordinación de las actuaciones de los mismos y mejoren su eficacia y eficiencia.

16.1.7 Actividades de examen y control regulador

El CSN verifica e inspecciona la operatividad de los PEI de los titulares, así como que dichos planes se actualizan y revisan de acuerdo con las directrices emanadas por el CSN, al tratarse de documentos oficiales de explotación. Las actividades de control y supervisión también abarcan el programa de formación en preparación de emergencias de los titulares como la realización de los preceptivos simulacros de emergencia anual que realizan los titulares, de acuerdo a un Plan Básico de Inspección.

El CSN supervisa e inspecciona la ejecución de los simulacros anuales preceptivos de los PEI de las centrales nucleares.

En cuanto a la función de supervisión y control del CSN y en lo relativo a la gestión de emergencias, merece destacar las actividades de seguimiento de los indicadores y de la resolución de los posibles hallazgos del Pilar de Emergencias del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC).

16.1.8 Acuerdos de carácter internacional,

Como se indicó en el anterior informe, en el año 2010 se firmó un Acuerdo bilateral entre el CSN y la ASN (Autorité de Sûrete nucléaire) de Francia, por el que se establecen mecanismos bilaterales de pronta notificación de accidentes nucleares, o radiológicos, que ocurran en cual-

quier parte de alguno de los dos países y que puedan afectar al territorio nacional, a la población o al medio ambiente del otro país, o dar lugar a inquietudes en el seno de su población.

La cooperación entre ambas instituciones ha llevado a establecer mecanismos de pronta notificación mutua en caso de emergencia nuclear o radiológica que pueda afectar a cualquiera de ambos países.

Esto se está llevando a cabo mediante un protocolo de intercambio de información en emergencia que ha sido elaborado y probado en ejercicios y simulacros en 2015, aprovechando la estancia de un técnico del ASN en la subdirección de emergencias y protección física del CSN.

Así mismo en este periodo, 30 de julio de 2015, se ha firmado un acuerdo de Cooperación entre la Agencia Portuguesa de Medio Ambiente, la Autoridad Nacional de Protección Civil, el Instituto Superior Técnico de la Universidad de Lisboa de la República de Portugal y el Consejo de Seguridad Nuclear en el ámbito de emergencias nucleares y radiológicas y protección radiológica medioambiental.

16.2. Información al público y a los Estados vecinos

16.2.1 Disposiciones para informar al público que se encuentra en la proximidad de las instalaciones nucleares acerca de la planificación para casos de emergencia y las situaciones de emergencia

Lo establecido en el Acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 sobre los programas de información previa a la población de los entornos de las centrales nucleares y la formación de los actuantes en situaciones de emergencia nuclear, ha sido desarrollado y reforzado mediante la aprobación de la Directriz de información previa a la población en los Planes de Emergencia Nuclear, en el exterior a las centrales nucleares y de la Directriz de formación y capacitación de actuantes de los Planes de Emergencia Nuclear, en el exterior a las centrales nucleares.

Los programas de información previa a la población en los diferentes planes de emergencia nuclear son liderados por la Dirección General de Protección Civil y Emergencias, el CSN además de participar en su impartición, realiza recomendaciones que permiten homogeneizar los distintos programas de información de los respectivos planes de emergencia nuclear.

En todos los emplazamientos de centrales nucleares, se sigue manteniendo la reunión anual del Comité de Local información liderada por responsables de Minetur y en la que participan responsables del CSN siguiendo las pautas establecidas en el art.13 del RINR.

16.2.2 Disposiciones para informar a las autoridades competentes de los Estados vecinos, según sea necesario

España es parte firmante de las Convenciones de Pronta Notificación y de Asistencia Mutua del OIEA, y como País Miembro de la Unión Europea (UE) cumple con los requisitos de la Decisión del Consejo 87/600 Euratom sobre Pronta Notificación e Intercambio de Información.

El CSN a través de su Sala de Emergencias (Salem), constituye el Punto de Contacto en España (National Warning Point) del sistema que implementa el contenido de la Convención de Pronta Notificación del OIEA (Emercon/Enac). Periódicamente, se realizan ejercicios de distinto alcance promovidos por el OIEA para comprobar el adecuado funcionamiento del sistema (Ejercicios ConvEx).

Con respecto a la Convención de Asistencia Mutua del OIEA, los Puntos de Contacto en España son la DGPCE a través de su Sala de Coordinación Operativa (SACOP), y el CSN a través de la Salem.

El sistema que implementa el contenido de la Directiva 87/600 Euratom sobre pronta notificación de la UE se denomina Ecurie (European Community Urgent Radiological Information Exchange). El Punto de Contacto en España con el Centro de Gestión de la web-Ecurie es el CSN a través de la Salem. Los mensajes remitidos a dicha web-Ecurie pueden ser de alerta, para notificaciones de emergencia, o de información, que es una notificación voluntaria de sucesos e incidentes de menor importancia que puede ser de utilidad para las Autoridades competentes de otros países miembros. España participa regularmente en los ejercicios Ecurie que prueban las capacidades de intercambio de información.

La Directiva del Consejo 87/600/Euratom. Art. 5 (2) requiere que el Sistema web-Ecurie sea comprobado regularmente mediante ejercicios de diferente alcance y clasificados del 0 al 3.

En el caso de una emergencia nuclear o radiológica, la Unión Europea proporciona otros sistemas de apoyo, como Eurdep (European Union Radiological Data Exchange Plataform) y Ensemble (Atmospheric dispersion forecast model results).

Con respecto al programa Eurdep, el CSN remite los datos de la red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) y de las estaciones de las comunidades autónomas diariamente y de acuerdo con el compromiso adquirido por los países participantes en Eurdep; en caso de emergencia y durante el desarrollo de ejercicios, los datos son enviados con una frecuencia menor a una hora.

En cuanto a las disposiciones para informar a los países vecinos, en el apartado 16.1.8 del presente informe, se indican los acuerdos y métodos de colaboración bilateral que lo permiten.

Como se ha indicado en el apartado 16.1.3, el CSN dentro de su Manual de Procedimientos en Emergencias ha actualizado los relativos a intercambio de información y notificación internacional.

Artículo 17. Selección de un emplazamiento

17.1. Evaluación de factores relacionados con el emplazamiento

En el período del informe no se han producido cambios sustanciales con respecto al objeto de este artículo, por tanto el contenido de este apartado presenta pocas variaciones con respecto al sexto informe de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

17.1.1 Disposiciones y requisitos reglamentarios relativos a la selección de un emplazamiento y la evaluación de los emplazamientos de las instalaciones nucleares, incluyendo leyes nacionales aplicables

Los requisitos y criterios específicos para realizar estudios de emplazamiento en relación con la seguridad de instalaciones nucleares, así como para evaluar su aceptabilidad, se recogen expresamente en las Instrucciones del Consejo IS-26 *sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares* e IS-27 *sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares*, las cuales recopilan tanto la práctica española que ya se venía aplicando, como la normativa vigente de los organismos internacionales a los que pertenece el Estado español (normativa de la OIEA) y la normativa disponible en el país de origen de la tecnología de cada instalación (EEUU y Alemania), así como los niveles de referencia de Wenra publicados en el año 2008.

La IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, dedica su sección cuarta al emplazamiento y aborda los criterios generales que se aplican y el seguimiento de las condiciones del emplazamiento en el tiempo. Todo potencial emplazamiento de una instalación nuclear tiene que ser debidamente evaluado para determinar los efectos que la misma pueda tener en la población y medio ambiente circundantes, así como los posibles condicionantes que el emplazamiento pueda imponer sobre el diseño de la instalación. En esa evaluación se incluyen diferentes factores como densidad y distribución de la población, meteorología, hidrología superficial y subterránea, geología, sismología, usos de la tierra y del agua, y demás factores ecológicos y medioambientales, así como los imputables a las actividades humanas. También se analiza la disponibilidad de servicios que se encuentran ubicados fuera del emplazamiento, que puedan ayudar a mantener la seguridad de la instalación y la protección de la población, como son entre otros los servicios de suministro de electricidad, protección contra incendios, accesos, comunicaciones y de preparación ante emergencias.

Son objeto de vigilancia y seguimiento durante toda la vida de la instalación, desde su inicio hasta la clausura, las características del emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de la instalación, los riesgos asociados a sucesos externos (naturales o imputables a actividades humanas) y las condiciones del entorno que puedan verse afectadas por el funcionamiento de la instalación.

La instrucción IS-27, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares, recoge dos criterios dedicados al emplazamiento. El Criterio 2, bases de diseño para la protección frente a fenómenos naturales, que establece la consideración de los fenómenos más severos que se hayan registrado históricamente, y la adición de un margen suficiente para tener en cuenta las limitaciones de los datos históricos. El Criterio 4, bases de diseño ambientales y de efectos dinámicos, que exige protección frente a sucesos y condiciones que ocurran en el exterior de la central para las ESC (estructuras, sistemas y componentes) relacionadas directa o indirectamente con la seguridad.

Adicionalmente, en 2015, el CSN ha emitido una ITC a todos los titulares de centrales nucleares en la que se requiere la realización de una reevaluación del riesgo sísmico de cada emplazamiento, conforme se detalla en el apartado 17.3.1.

En todos los casos, la obtención de los parámetros de diseño asociados a un emplazamiento (sismológicos, hidrológicos, meteorológicos, etc.), debe realizarse mediante una adecuada combinación de estudios deterministas (máximos previsibles) y probabilistas (que permitan acotar las incertidumbres), validada con un apropiado tratamiento del juicio de expertos. La identificación y valoración de los parámetros de diseño deben figurar en el análisis de seguridad de la instalación.

De acuerdo con los principios anteriores, en cumplimiento con el artículo 3.19 de la Instrucción del Consejo IS 26, y siguiendo las recomendaciones contenidas en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN Revisiones *periódicas de la seguridad de las CCNN*, las centrales nucleares españolas vienen realizando revisiones periódicas de la seguridad cada diez años (RPS) que incluyen, en su alcance y objetivos, aspectos del emplazamiento; en particular, dentro de los programas de evaluación continua de la seguridad y de aplicabilidad de los cambios habidos en la normativa en el periodo decenal que corresponda.

17.1.2. Actividades de examen y control Regulador

Los programas de vigilancia de las instalaciones nucleares se inspeccionan periódicamente por el CSN (cada cuatro años como máximo), para verificar que su funcionamiento es el adecuado durante toda la vida operativa de cada instalación.

El CSN dispone también de un plan específico de inspecciones periódicas a cada central nuclear relacionadas con parámetros de emplazamiento, y que forman parte del denominado Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC). El plan consiste en realizar dos tipos de inspección, una de alcance general (cada dos años), y otra de alcance limitado (cada seis meses). En el alcance general se incluyen todos aquellos riesgos relacionados con sucesos meteorológicos y de inundación identificados para el emplazamiento de cada central nuclear; se revisan los estudios y documentos soporte del titular, los resultados de los programas de vigilancia que se aplican, las incidencias habidas en la experiencia operativa y el programa de acciones correctoras del titular. Por otro lado, las inspecciones semestrales de alcance específico se realizan en estructuras, sistemas, equipos o componentes previamente seleccionados por su relación con la seguridad de la planta, y que puedan verse afectados de forma significativa por condiciones meteorológicas severas o inundaciones externas. El objetivo, alcance y periodicidad de las inspecciones relacionadas con parámetros de emplazamiento están recogidos en los correspondientes procedimientos técnicos del CSN.

17.2. Repercusiones de la instalación para las personas, la sociedad y el medioambiente

17.2.1. Criterios para evaluar las probables repercusiones de la instalación nuclear en la población y el medio ambiente circundantes desde el punto de vista de la seguridad

Dada la interacción de impactos entre el entorno y la instalación nuclear, resulta necesaria su vigilancia y evaluación en el tiempo para asegurar que los posibles impactos se mantienen en rangos aceptables o, en caso contrario, intervenir con medidas adecuadas para limitar debidamente dichos impactos.

La continua vigilancia de los diversos factores asociados al emplazamiento (sismología, meteorología, hidrología, etc.) se materializa en los correspondientes planes de vigilancia, adaptados especialmente a cada emplazamiento e instalación, y revisados periódicamente para mantener su eficacia de acuerdo con los resultados obtenidos. Cada instalación elabora informes periódicos de sus programas de vigilancia en los que incluye el análisis de los resultados obtenidos. En el CSN se revisan estos informes y se efectúan inspecciones periódicas a las instalaciones para una adecuada supervisión y control.

- Respecto a la interacción con las aguas subterráneas las centrales han desarrollado Programas Hidrogeológicos de Vigilancia y Control en sus emplazamientos, tanto de los niveles freáticos como de la calidad química y radiológica de las aguas subterráneas, guardando estrecha relación con los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental.

  Los objetivos básicos de los programas de vigilancia y control de aguas superficiales y subterráneas son:

  — el seguimiento de la calidad radioquímica (química y radiológica) de las aguas superficiales y subterráneas, en previsión de posibles emisiones accidentales de efluentes radiactivos, entre ellos el tritio;

  — la detección de concentraciones anómalas de productos radiactivos, y posible contaminación asociada, en las aguas del emplazamiento, para que sirva como indicador temprano de la degradación de estructuras, sistemas o componentes y de la necesidad de llevar a cabo posibles acciones de mitigación (reparaciones, limpiezas, etc.);

  — el conocimiento detallado del comportamiento hidrogeológico de cada emplazamiento y de las posibles afecciones de las aguas subterráneas a las estructuras constructivas de la central nuclear.

- Las instalaciones nucleares españolas disponen de programas operativos de vigilancia sísmica, con instrumentación de campo libre y en el interior de los edificios, cuyo fin principal es registrar el movimiento sísmico que se detecte en el emplazamiento y compararlo con los terremotos de diseño (terremoto base de operación, OBE, y terremoto de parada segura, SSE). Además, una vez constatada la ocurrencia de un terremoto superior al OBE en un emplazamiento, de acuerdo con los procedimientos de excedencia correspondientes, se activaría en alguna de sus categorías el Plan de Emergencia Interior de la instalación nuclear afectada, dependiendo la categoría de la severidad del terremoto y de los efectos ocasionados en relación con la seguridad.

- Todas las centrales españolas tienen establecidos programas de vigilancia de los parámetros meteorológicos del emplazamiento, con instrumentación adecuada y transmisión de la información registrada a la sala de control de cada planta y a la sala de emergencias del CSN (Salem). Algunas instalaciones también tienen implantados programas de vigilancia de los movimientos del terreno para auscultar movimientos globales y diferenciales, que actualmente se hallan en proceso de estabilización dado que su evolución a lo largo del tiempo se ha constatado que es de claro amortiguamiento.

17.2.2. Aplicación de estos criterios en el proceso de concesión de licencias

En los procesos de concesión y renovación de licencias se analizan, evalúan y documentan todos aquellos aspectos susceptibles de producir una interacción entre el entorno y la instalación nuclear.

Ya desde el proceso de la Autorización Previa de una instalación nuclear, como en cualquier otro proyecto con impacto potencial en el medio ambiente, la Ley 21/2013 de 9 de diciembre, de evaluación ambiental, prevé la presentación por el titular de la correspondiente Evaluación de Impacto Ambiental, la cual se define como *el conjunto de estudios y sistemas técnicos que permiten estimar los efectos que la ejecución de un determinado proyecto, obra o actividad causa sobre el medio ambiente*, lo cual constituye una técnica generalizada en todos los países industrializados y reconocida como el instrumento más adecuado para la preservación de los recursos naturales y la defensa del entorno.

Esta evaluación se enmarca en un proceso amplio que introduce la variable ambiental en la toma de decisiones sobre la conveniencia o no de llevar a cabo un proyecto o actividad, al permitir

elegir, entre las diferentes alternativas posibles, aquella que mejor salvaguarda los intereses generales, desde una perspectiva global y teniendo en cuenta todos los efectos potenciales.

En cuanto al propio proceso de licenciamiento de una central nuclear, los "Estudios de Seguridad", tanto el "Preliminar" como el "Final", incluyen un amplio apartado de "Caracterización del Emplazamiento", el cual contiene un estudio exhaustivo de los aspectos más relevantes del emplazamiento, incluyendo: bases de diseño del emplazamiento; geografía y demografía; industrias, transportes e instalaciones militares próximas; meteorología; hidrología (de aguas superficiales y subterráneas); geología y sismología. Estos estudios se revisan y actualizan a lo largo de la vida de la central para garantizar que se mantienen las condiciones consideradas inicialmente. El estudio preliminar de seguridad es un requisito para la obtención de la autorización de construcción, mientras que el estudio final de seguridad lo es para la obtención de la autorización de explotación.

Como ya se ha indicado, en los procesos de renovación de licencias se requiere a las instalaciones nucleares que realicen una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS), en cuyo alcance se incluyen los aspectos del emplazamiento; concretamente, en lo que afecta a los programas de evaluación continua de la seguridad y a la aplicabilidad de los cambios habidos en la normativa durante el periodo que abarque dicha RPS. Precisamente en el proceso de evaluación de la RPS de las centrales se ha requerido a cada una de ellas que revise y actualice el contenido del capítulo 2, Emplazamiento, de su Estudio de Seguridad, si fuera necesario, de acuerdo con los resultados obtenidos con los distintos programas de vigilancia de parámetros del emplazamiento. También se les ha requerido que elaboren un plan sistemático para mantener actualizada la información de este capítulo, de modo que recoja con fidelidad la situación real del emplazamiento y la vigencia de las bases de diseño a él asociadas, a lo largo del tiempo.

17.3. Reevaluación de factores relacionados con el emplazamiento

17.3.1. Actividades para la reevaluación de los factores relacionados con el emplazamiento para garantizar que la seguridad en las instalaciones nucleares siga siendo aceptable y se lleve a cabo de conformidad con normas y practicas apropiadas

Durante las pruebas de resistencia realizadas en 2011 por las centrales nucleares españolas, se revisaron las bases de diseño correspondientes a sucesos naturales, verificándose la adecuación de las mismas. También se verificó la eficacia de las medidas preventivas adoptadas en el diseño, o incorporadas adicionalmente, según el principio de defensa en profundidad. También se analizó la capacidad de respuesta de las centrales nucleares ante sucesos naturales más allá de sus bases de diseño, que pudieran comprometer las funciones de seguridad y llevar a situaciones de accidente severo.

Además, y en relación con el riesgo sísmico, el CSN solicitó hace algunos años la realización para cada emplazamiento de un IPEEE (Individual Plant Examination for External Events) específico de planta, que incluyó lógicamente el riesgo sísmico. El Plan de Acción Nacional post-Fukushima contempla la revisión de los IPEEE y su presentación al CSN por los titulares seis meses después de la implantación de todas las acciones de refuerzo de componentes previstas en el Plan.

Finalmente, el CSN ha emitido en 2015 una nueva ITC a todos los titulares de centrales nucleares en la que se requiere la realización de una reevaluación del riesgo sísmico de cada emplazamiento, para la cual se analizarán datos de carácter geológico y paleosísmico que permitan caracterizar las posibles fallas capaces existentes. El proceso se ha iniciado ya y se está realizando, de modo conjunto para todos los emplazamientos, cumpliendo con los criterios de análisis más actualizados a nivel internacional (metodología SSHAC, nivel 3) y con una amplia participación a nivel nacional e internacional.

En cuanto a la robustez de las centrales nucleares españolas frente a sucesos que pudieran ser provocados maliciosamente por el hombre, el CSN emitió en 2011 y 2012 sendas ITC en las que requería la implantación de medidas mitigadoras que permitieran hacer frente a este tipo de sucesos. Algunas de las medidas entonces requeridas refuerzan las incluidas dentro de los planes de acción Post-Fukushima, y se focalizan en los medios humanos y materiales necesarios para controlar y mitigar las consecuencias de este tipo de sucesos, especialmente en la capacidad de controlar grandes incendios más allá de los postulados en las bases de diseño de las centrales y la capacidad de limitar las dosis al exterior en caso de fallo de la contención, pero sin considerar aspectos tales como la capacidad de resistencia de la misma ante situaciones no previstas, como el impacto de aviones.

Por otra parte, los titulares han analizado las vías de acceso en emergencia al emplazamiento, después de un terremoto y después de una inundación.

Como resultado de estos análisis y en relación con el acceso los emplazamientos, los titulares han realizado refuerzo de estructuras; refuerzo de equipamiento móvil y construcción de áreas seguras para localizarlo, y refuerzo de sus Organizaciones de Respuesta a Emergencia, en los casos que ha sido necesario. Se ha comprobado en todos los emplazamientos que las medidas dispuestas por los titulares compensan el tiempo en que las vías de acceso estarían inutilizables, para ello se consideraron tres supuestos: inaccesibilidad entre 0 y 4 horas, inaccesibilidad entre 4 y 24 horas e inaccesibilidad mayor de 24 horas.

Adicionalmente a lo solicitado en las ITC se ha suscrito un convenio de colaboración entre la Unidad Militar de Emergencias (UME) y Unesa, en situaciones de gravedad extrema que se referencia en el artículo 16. Entre las funciones encomendadas a la UME en relación con el acceso a la instalación cabe mencionar: el traslado de personas y componentes a la central nuclear, especialmente en condiciones de grave deterioro de las infraestructuras de acceso, liberación o acondicionamiento de vías de acceso a la central nuclear, así como liberación o acondicionamiento de vías de acceso dentro del emplazamiento.

17.3.2. Resultados de las actividades de reevaluación recientes

Los resultados obtenidos dentro del marco de las pruebas de resistencia europeas en cuanto a la respuesta de las centrales nucleares ante sucesos naturales extremos (terremotos, inundaciones, condiciones meteorológicas extremas) más allá de sus bases de diseño, han permitido comprobar que existe un elevado grado de resistencia a estos fenómenos, tal y como se detalla más adelante. En el período del informe han continuado realizándose estudios y análisis derivados de los resultados de las pruebas de resistencia.

Terremotos

Todas las centrales han revisado las bases de diseño de las estructuras, sistemas y componentes ante terremotos. Las conclusiones indican que se cumplen adecuadamente las bases de diseño. Adicionalmente, las centrales han revisado los datos de los terremotos ocurridos en el entorno de su emplazamiento, desde la fecha de corte considerada en los estudios para la definición del terremoto base de diseño (Design Basis Earthquake – DBE) hasta el primer semestre de 2011, y han concluido que, usando la metodología aplicada en los estudios iniciales, siguen siendo válidos los valores inicialmente adoptados de DBE, que se encuentran entre 0,10g y 0,20g.

Se han analizado los posibles efectos indirectos inducidos por un terremoto dentro de la instalación; para ello se han considerado explosiones e incendios, además de inundaciones internas provocadas por roturas de tuberías. El CSN ha considerado adecuadas las barreras y acciones de protección identificadas en los informes de cada central.

Se ha ampliado el alcance de los análisis de margen sísmico a las ESC necesarios para garantizar la integridad y refrigeración de la piscina de combustible gastado. Entre las medidas para

garantizar una mayor robustez de la planta frente a sucesos sísmicos, las centrales han revisado o propuesto la revisión de los márgenes de los equipos que se utilizan para alcanzar la parada segura en caso necesario, para hacer frente a una pérdida completa de alimentación eléctrica (station blackout, SBO) y a una situación de accidente severo. Se ha verificado que a estas ESC se les puede asignar un margen sísmico igual o superior a 0,3g o, en caso contrario, se han implantado las medidas adicionales necesarias para su cumplimiento.

Otro aspecto analizado ha sido la posible pérdida de agua en la piscina de combustible gastado, o en los estanques de los sumideros de calor cuando ello aplica, a causa del movimiento producido en el agua por el sismo (*sloshing*) determinándose que, para la intensidad de terremoto considerada, tanto el DBE como el margen sísmico de 0,3g, este efecto no sería relevante en ningún caso.

En aquellos casos en que la central se encuentra en una cuenca fluvial con presas situadas aguas arriba del emplazamiento, se ha analizado la resistencia estructural de las mismas para verificar que resisten un sismo de la misma intensidad que el sismo base de diseño de la central. También se ha analizado si dichas presas resisten terremotos superiores y se han cuantificado los márgenes sísmicos disponibles en cada presa.

Complementariamente, y cuando se ha considerado adecuado, los titulares han abordado el análisis de las consecuencias que tendría para el emplazamiento la rotura de dichas presas. Para ello han realizado una evaluación de la propagación de la avenida que podría causar una rotura creíble hasta alcanzar el emplazamiento de la central nuclear, con el fin de determinar la cota máxima de inundación en la central por esta causa y el tiempo que tardaría en llegar el pico máximo de caudal.

En caso de maremoto, la única central española construida en la costa, Vandellòs II, tiene un margen de protección muy elevado, pues sus sistemas de seguridad están situados más de 20 metros por encima del nivel del mar.

- Acciones de mejora adoptadas

Las mejoras ya realizadas por las centrales nucleares españolas para robustecer su capacidad de respuesta en caso de terremotos extremos son las siguientes:

— Modificaciones de diseño para mejorar la resistencia ante un sismo de hasta 0,3g de ESC que se utilizan para alcanzar, en caso necesario, la parada segura, para hacer frente a una pérdida completa de alimentación eléctrica (*station blackout*, SBO) y a una situación de accidente severo, implantando las modificaciones necesarias sobre los ESC con valores inferiores o llevando a cabo su sustitución.

Inundaciones

Todas las centrales han revisado la base de diseño de la instalación ante inundaciones provocadas por sucesos naturales externos, incluyendo los datos hidrológicos y meteorológicos registrados en cada emplazamiento durante todo el tiempo de explotación. Las conclusiones obtenidas indican que los niveles de inundación adoptados como base de diseño siguen siendo válidos actualmente.

Además de los análisis de inundaciones por rotura de presas antes comentados, los estudios adicionales realizados contemplan inundaciones producidas por otras causas como precipitaciones locales intensas, avenidas en ríos y barrancos, maremotos, oleaje y sobreelevación del nivel del mar o de aguas subterráneas. En estos análisis se ha estudiado el máximo suceso esperado y también los márgenes de seguridad existentes, estableciéndose diversas propuestas de mejoras aplicables a cada caso.

• Acciones de mejora adoptadas

Las mejoras ya realizadas por las centrales nucleares españolas para robustecer su capacidad de respuesta en caso de inundaciones extremas son las siguientes:

— Análisis del emplazamiento y su entorno con modelos actuales de los accidentes naturales del terreno (barrancos, pendientes, terrazas, etc.), a fin de definir potenciales acciones de mejora.

— Análisis de la red de drenajes del emplazamiento (aguas superficiales y subterráneas), con el fin de identificar posibles acciones de mejora.

— Resolución de las vulnerabilidades ya encontradas e implantación de las mejoras identificadas en el estudio de inundaciones del emplazamiento, encaminadas a reforzar la estanqueidad de puertas, edificios y capacidad de drenajes y desagües.

• Otros sucesos naturales

Los análisis realizados por las centrales han partido de un cribado previo, de tipo probabilista, en el que se ha hecho uso de los resultados disponibles de los IPEEE para tratar de establecer los sucesos externos, distintos de sismos e inundaciones, que pudieran tener algún impacto de seguridad en cada emplazamiento. Se han considerado, entre otros, los sucesos externos siguientes: vientos fuertes, tormentas eléctricas, pedrisco, nevadas, temperaturas extremas (altas y bajas), heladas, sequía e incendios forestales.

Para cada uno de estos sucesos las centrales han revisado la base de diseño original y han comprobado que las estructuras de la central y los componentes en áreas exteriores están adecuadamente diseñados. Adicionalmente se ha tratado de verificar la existencia de márgenes de seguridad más allá de las bases de diseño en los sucesos que resultan creíbles en cada emplazamiento, y se han implantado diversas medidas de refuerzo.

• Acciones de mejora adoptadas

Las mejoras ya realizadas por las centrales nucleares españolas para robustecer su capacidad de respuesta en caso de otros sucesos naturales extremos son las siguientes:

— Revaluación específica de sucesos naturales externos (granizo, temperaturas extremas y descargas atmosféricas) y posterior implantación de acciones de mejora.

17.3.3. Actividades de examen y control regulador

En el marco del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC), el CSN realiza bienalmente inspecciones a las centrales sobre condiciones meteorológicas extremas e inundaciones, y sumidero final de calor. Además, aunque no se integran en el SISC, el CSN realiza periódicamente inspecciones planificadas sobre los sistemas de vigilancia sísmica de las centrales.

El proceso de diseño e implantación de las medidas requeridas por el CSN en las ITC post-Fukushima, está siendo sometido a un programa continuo de supervisión, incluyendo numerosas inspecciones a todos las centrales para verificar los aspectos relacionados con el emplazamiento y las medidas de protección asociadas que se han ido implantando.

17.4. Consulta con otras Partes Contratantes potencialmente afectadas por la instalación

Una de las líneas estratégicas de acción del CSN es el impulso a las políticas de relaciones institucionales y de comunicación con otros organismos presentes en la esfera internacional. Para ello, el CSN participa activamente en los diferentes foros internacionales con el fin de intercam-

biar experiencias y conocimiento técnico y regulatorio en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, conocer buenas prácticas que permitan reforzar la seguridad de las instalaciones de nuestro país y reforzar la coordinación internacional. Asimismo, el CSN mantiene acuerdos y protocolos de cooperación con organismos homólogos extranjeros, en particular con las autoridades competentes de los países vecinos, en base a los cuales se intercambia información en caso de incidentes y para resolver otras consultas específicas sobre instalaciones nucleares españolas.

El artículo 8.3 de la Directiva 2014/87/Euratom del Consejo de 8 de julio de 2014 por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares exige que la autoridad reguladora competente participe, según proceda, en las actividades de cooperación sobre seguridad nuclear de las instalaciones nucleares con las autoridades reguladoras competentes de otros Estados miembros en las proximidades de una instalación nuclear, entre otras cosas, mediante el intercambio y/o el uso compartido de información.

17.5 Declaración de Viena

Entre la información contenida en este capítulo se aportan elementos importantes que ilustran el cumplimiento por parte de España de los compromisos derivados de la Declaración de Viena.

En el apartado 17.1 se explica que en cumplimiento con la Instrucción del Consejo IS 26, y siguiendo las recomendaciones contenidas en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN Revisiones *periódicas de la seguridad de las CCNN*, las centrales nucleares españolas vienen realizando revisiones periódicas de la seguridad cada diez años (RPS) que incluyen, en su alcance y objetivos, aspectos del emplazamiento; en particular, dentro de los programas de evaluación continua de la seguridad y de aplicabilidad de los cambios habidos en la normativa en el periodo decenal que corresponda.

En el apartado 17.2 se expone con qué base normativa se analizan, evalúan y documentan todos aquellos aspectos susceptibles de producir una interacción entre el entorno y la instalación nuclear en el proceso de concesión de licencias. En estos procesos se requiere a las instalaciones nucleares que realicen una Revisión Periódica de Seguridad (RPS), en cuyo alcance se incluyen los aspectos del emplazamiento que, concretamente, afectan a los programas de evaluación continua de la seguridad y a la aplicabilidad de los cambios habidos en la normativa durante el periodo que abarque dicha RPS. Asimismo, se incluye información sobre los Estudios de Seguridad 'Preliminar' y 'Final' y su contenido relacionado con la caracterización del emplazamiento que se va actualizando a lo largo de la vida de las centrales nucleares.

En el apartado 17.3.1 se destaca la emisión en 2015, por parte del CSN, de una ITC a todos los titulares de centrales nucleares para la reevaluación de la caracterización sísmica de los emplazamientos, según lo previsto en el Plan Nacional de Acción post-Fukushima.

En el apartado 17.3.2 se detallan los resultados obtenidos dentro del marco de las pruebas de resistencia europeas en cuanto a la respuesta de las centrales nucleares ante sucesos naturales externos más allá de sus bases de diseño, comprobando que existe un elevado grado de resistencia a estos fenómenos. Asimismo, se detallan las acciones de mejora adoptadas para robustecer la capacidad de las centrales nucleares españolas delante de terremotos, inundaciones, y otros sucesos naturales.

Finalmente, en el apartado 17.4 se describen las relaciones de España con otras partes contratantes con el objetivo fundamental de intercambiar experiencias y conocimiento técnico y regulatorio en materia de seguridad nuclear y protección radiológica y fomentar la cooperación entre autoridades reguladoras.

Artículo 18. Diseño y construcción

18.1. Aplicación de la defensa en profundidad

18.1.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios en cuanto al diseño y la construcción de instalaciones nucleares

El Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas establece los requisitos relacionados con el diseño de una nueva central nuclear en sus capítulos II "autorización previa" y III "autorización de construcción". En el capítulo II se requiere la presentación de una memoria descriptiva y un anteproyecto de construcción. En el capítulo III se requiere la presentación del proyecto general de la instalación.

El CSN dispone de un conjunto estructurado de normas técnicas en relación con el diseño y construcción de instalaciones nucleares que contempla los principios de defensa en profundidad. Estas normas técnicas tienen en cuenta los estándares internacionales aplicables, comenzando por los del OIEA, e incorporan los niveles de referencia de Wenra. Están basadas también en la normativa técnica de los países origen de la tecnología de las centrales nucleares españolas.

Las normas más importantes, desde el punto de vista del diseño y construcción de instalaciones nucleares, son las siguientes: Instrucción del Consejo IS 26 relativa a requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a instalaciones nucleares e Instrucción del Consejo IS 27 sobre criterios de diseño aplicables en centrales nucleares, ya nombradas anteriormente.

En el período cubierto por este informe el CSN ha establecido las siguientes Instrucciones del Consejo que contienen criterios reguladores relacionados de manera directa o indirecta con el diseño, construcción y operación de instalaciones nucleares.

Revisión 1 de la Instrucción IS-30 sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares. Tiene como objetivo requerir, a los titulares de las centrales nucleares españolas con autorización de explotación, un programa de protección contra incendios y definir los criterios que debe cumplir dicho programa.

Instrucción IS-36 sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares. Tiene como objetivo regular los requisitos que deben cumplir las centrales nucleares en relación con los procedimientos y guías aplicables en caso de emergencia, así como en la gestión de accidentes severos y los medios requeridos para ello.

Instrucción IS-37, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares. Tiene como objetivo desarrollar lo dispuesto en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en el que se requiere, como documentación vinculada a la concesión de la autorización de construcción y de explotación de una central nuclear, un análisis de los accidentes previsibles y de sus consecuencias. Es de aplicación a los titulares de autorizaciones de construcción y de explotación de centrales nucleares.

18.1.2. Situación respecto de la aplicación para todas las instalaciones nucleares del concepto de defensa en profundidad, que prevé múltiples niveles de protección del combustible, la barrera de presión primaria y la contención, y teniendo en cuenta sucesos internos y externos y las repercusiones de sucesos externos naturales secuenciales conexos (por ejemplo; un tsunami causado por un terremoto, un alud de lodo causado por fuertes lluvias)

El apartado *defensa en profundidad* de la Instrucción IS-26 establece que el titular de una instalación nuclear deberá incorporar durante el diseño, construcción, explotación, desmantelamiento, transporte y gestión de los residuos radiactivos generados, múltiples barreras para prevenir y mitigar las liberaciones al exterior de la instalación de material radiactivo por encima de los límites autorizados.

En el diseño y operación de las centrales nucleares está ya incorporado el principio de defensa en profundidad o seguridad a ultranza, aplicado tanto a las barreras físicas como a las salvaguardias tecnológicas cuya función es protegerlas.

Se garantiza la defensa en profundidad mediante la aplicación de los niveles de protección siguientes:

- Minimización de las desviaciones del funcionamiento normal y del fallo de los sistemas.
- Detección y control de dichas desviaciones.
- Disposición de estructuras, sistemas y componentes (ESC) y procedimientos capaces de conducir a la central a un estado seguro tras un accidente base de diseño, manteniendo al menos una barrera de confinamiento del material radiactivo.
- Reducción al mínimo de la probabilidad de ocurrencia de accidentes más allá de la base de diseño y de la liberación incontrolada de material radiactivo, disponiendo de procedimientos o guías capaces de gestionarlos.
- Atenuación de las consecuencias radiológicas de liberaciones de material radiactivo resultantes de cualquier accidente que pueda producirse.

Todas las centrales nucleares incorporan estos niveles de protección tanto en su diseño físico como en sus procedimientos y guías de actuación.

El programa de accidentes severos, ya implantado, proporciona una protección adecuada de las centrales nucleares ante accidentes que van más allá de la base de diseño, incluidos sucesos externos naturales extremos.

En respuesta al accidente de Fukushima, y como consecuencia del proceso de pruebas de resistencia europeas y las revisiones interpares asociados y de acuerdo con lo establecido en el Plan de Acción Nacional, se ha reanalizado la respuesta de las centrales nucleares españolas ante sucesos naturales extremos y todas sus combinaciones verosímiles, y se han establecido las acciones de mejora aplicables. En el apartado 18.1.4 se proporciona mayor información al respecto.

18.1.3 Grado de uso de principios de diseño, tales como la seguridad pasiva o el fallo sin riesgo, la automatización, separación física y funcional, redundancia, y diversidad

A medida que se fueron construyendo las centrales nucleares españolas, se fueron introduciendo mejoras en los diseños de las mismas, aplicando criterios más estrictos de separación física, redundancia, diversidad, análisis de nuevos tipos de accidentes no considerados en el diseño inicial, etc., para aquellas situaciones tanto operacionales como accidentales dentro de la base de diseño de las centrales.

Por otro lado a todas las centrales y con ocasión de las renovaciones de las autorizaciones de explotación se les ha ido exigiendo la mejora o la introducción de determinadas modificaciones

de diseño para incrementar la seguridad de la instalación ante la aparición de nuevos criterios reguladores más exigentes. Con esta práctica, junto con la implantación de la revisión periódica de la seguridad por un lado y de la normativa de aplicación condicionada por otro, se puede concluir que todas las centrales nucleares españolas tienen niveles de seguridad similares.

Por otro lado todas las centrales tienen que cumplir la normativa existente así como la nueva normativa establecida en el periodo de tiempo que cubre este informe (ver apartado 18.1.1). Si hubiera algún criterio que alguna central no cumpliese, ésta tendría que llevar a cabo la correspondiente modificación de diseño para cumplirlo.

18.1.4. Aplicación de medidas de diseño o cambios en el mismo (modificaciones de planta, remodelaciones) con objeto de prevenir accidentes más allá de las bases de diseño, y para mitigar las consecuencias radiológicas si ocurriera (ello se aplica a la instalación nuclear en su conjunto, incluidas las piscinas de combustible gastado)

Adicionalmente a las medidas que las centrales españolas vienen aplicando en los últimos años y que se han descrito en informes anteriores, en este periodo se están acabando de implantar todas las actuaciones que el CSN y los propios titulares de las instalaciones han entendido convenientes para evitar sucesos como el accidente de Fukushima. Primero los "Stress Test" y luego los análisis de respuesta de las centrales frente a pérdidas de grandes áreas, han dado como resultado la realización de modificaciones físicas y en procedimientos que han supuesto la validación de los niveles de seguridad de los diseños actuales, así como la demostración de la robustez ante este tipo de sucesos. Ya se han abordado o realizado todos esos análisis y la mayor parte de las modificaciones de diseño siguiendo un exigente calendario.

Aunque las actuaciones son específicas de cada planta, se pueden destacar las siguientes de aplicación general a todas ellas:

- Implantación de medidas para hacer frente a escenarios de accidentes de daño extenso, incluyendo interfases con las instalaciones existentes en las plantas, medios y equipos portátiles, almacén para los mismos, helipuerto, etc., así como la definición de una nueva organización de emergencias.
- Un Centro de Apoyo en Emergencia (CAE) común que, compartiendo recursos de las diferentes centrales nucleares españolas de forma centralizada, pueda apoyar en el caso de una emergencia en alguno de los emplazamientos.
- Adquisición de generadores diésel portátiles de 380 V c.a para alimentar las cargas críticas mínimas definidas en el escenario de pérdida total de corriente alterna prolongada (SBO) e instalación de sistemas de conexionado de emergencia de estos equipos.
- Adquisición de bombas diésel portátiles que tienen como objetivo la extinción de un gran incendio en ausencia de energía eléctrica exterior, o en el caso de que hayan resultado dañados los sistemas fijos contra incendios de la planta. Otro de los objetivos de estas bombas es aportar agua a la vasija del reactor o a la contención en caso necesario.
- Comprobación de la recuperación de tensión desde centrales hidráulicas cercanas con protocolos de apoyo a las centrales nucleares.
- Elaboración de las nuevas Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE) y de las nuevas Guías de Emergencia con Daño Extenso (GEDE).
- Sistemas de Venteo Filtrado de Contención.
- Recombinadores autocatalíticos pasivos de Hidrógeno (PAR).
- Centros Alternativos de Gestión de las Emergencias (CAGE).

La incorporación de mejoras de seguridad no es un proceso nuevo ya que, desde el comienzo de su operación, las centrales nucleares han venido implantando modificaciones de diseño que han mejorado la seguridad.

Igualmente, se ha continuado con la realización de simulacros de emergencia que, en algunos casos, ha requerido la utilización de las guías de accidente severo. Adicionalmente, se viene impartiendo entrenamiento en la aplicación de las citadas guías en todas las centrales nucleares.

18.1.5. Aplicación de medidas especiales para mantener la integridad de la contención a fin de evitar la contaminación a largo plazo fuera del emplazamiento, en particular las medidas adoptadas o previstas para hacer frente a los peligros naturales más graves que los considerados en la base de diseño

Para prevenir la sobrepresión de contención, se están llevando a cabo cambios en los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) y las Guías de Accidente Severo (GGAS) que van encaminados a la mejor gestión del hidrógeno generado en un accidente severo. Además se está procediendo a instalar recombinadores autocatalíticos pasivos (PAR) en aquellas zonas de la contención (primaria o secundaria) que pueden presentar riesgo de acumulación de hidrógeno.

En relación con la prevención de la sobrepresión en la contención, aparte de los cambios ya mencionados que se incorporarán en los POE y en las GGAS, los titulares de las centrales instalarán un venteo filtrado de contención como mejora adicional para proteger ésta. La implantación del venteo filtrado proporciona la protección adecuada ante el riesgo de fallo del edificio de contención por sobrepresión, reduciendo las implicaciones radiológicas que supondría el venteo no filtrado.

Por otra parte, se realizarán las modificaciones necesarias que permitan la operación del venteo de contención en situaciones de pérdida prolongada de energía eléctrica.

En relación con la reducción/mitigación de la liberación de productos de fisión al exterior, y además del venteo filtrado de la contención, las centrales están analizando la estrategia de rociado externo de la contención, o de cualquier otro edificio.

Los titulares de las centrales han incorporado el análisis de accidentes severos que pudieran iniciarse con la central en parada dentro de su programa de actualización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).

La implantación de las diversas acciones de mejora identificadas sigue el calendario establecido por las Instrucciones Técnicas Complementarias post Fukushima del CSN, siendo convenientemente incluidas en el control de configuración de la planta, en los procedimientos y guías (GMDE y GEDE), planes de emergencia (PEI) y en los programas de formación y entrenamiento.

18.1.6 Mejoras implementadas en los diseños de las CCNN como consecuencia de los análisis deterministas y probabilistas de la seguridad realizados desde el anterior informe nacional de la convención y visión de las principales mejoras implantadas desde la puesta en servicio de las instalaciones nucleares

En lo que respecta a los Análisis Probabilistas de Seguridad, las centrales nucleares han continuado realizando distintas aplicaciones de los mismos como soporte de procesos de licenciamiento y de mejora de la seguridad. Éstas han consistido en la realización y presentación de modificaciones informadas por el riesgo, aplicaciones de priorización de Estructuras, Sistemas y Componentes y evaluaciones del riesgo operacional. Ejemplo de ello son las evaluaciones del cumplimento del apartado 3.4 de la Instrucción del Consejo IS-15 sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares, mediante el uso del Monitor de Seguridad, la verificación de los programas de recarga según la Guía de Seguridad en Parada o la implantación en algunas centrales de programas que permiten focalizar las tareas de pruebas

y mantenimiento en los equipos más significativos para el riesgo (Inspección en servicio de tuberías, pruebas en servicio de válvulas de retención, programas de válvulas motorizadas o neumáticas y regla de mantenimiento). Asimismo, se ha mantenido el proceso de análisis y mejora continuada tanto del diseño como de los procedimientos de operación. En particular, cabe destacar las siguientes actividades en relación con el uso de los APS:

- En Vandellós II y Ascó I y II se continúan aplicando los manuales de protección contra la inundación que recogen criterios de diseño que permiten mantener un nivel aceptable de riesgo, así como el programa de mantenimiento, inspección y pruebas aplicables. Adicionalmente, tras el análisis de los resultados de los APS de Inundaciones, se han implantado modificaciones de diseño que reducen de forma significativa el riesgo frente a roturas de tuberías. Así mismo, y como consecuencia de los nuevos desarrollos de APS requeridos por la Instrucción IS-25, se han identificado áreas de mejora en los procedimientos de operación en respuesta a la emergencia. Ejemplos de ello son los cambios realizados en los procedimientos aplicables en parada, para mejorar aspectos relativos al aislamiento de la Contención y aplicabilidad de las GGAS a dicha situación operativa, o las mejoras en el procedimiento de pérdida de la refrigeración de la piscina de combustible gastado.
- En el caso de las CCNN Almaraz I y II y Ascó I y II continúa el proceso de adopción de la norma NFPA-805 (de EEUUAA) como base de licencia de los sistemas de protección contra incendios, lo que permitirá utilizar los resultados de los APS en este ámbito. Las CCNN Almaraz I y II han desarrollado el APS en parada de nivel 2 y actualmente está en curso el desarrollo del nivel 2 del APS de Inundaciones.
- En el caso de la CN Cofrentes, como consecuencia de los resultados del APS de Inundaciones Internas, se ha modificado el trazado de las tuberías de protección contra incendios (PCI) en el edificio de Servicios con objeto de evitar la posibilidad de inundación de la Sala de Control por rotura de las mismas. Por otra parte, como consecuencia de los resultados obtenidos del análisis de Márgenes Sísmicos dentro del Interim Plant Evaluation Event Extension (IPEEE) se han identificado y modificado algunos componentes para disponer de "alta confianza de baja probabilidad de fallo" (HCLPF) por debajo del nivel del terremoto de comparación (SME) de 0,30 g. Adicionalmente, el CSN recogió en Instrucción Técnica Complementaria el requisito de analizar los accidentes severos que se inician con la central en parada con el objetivo de identificar medidas, tanto desde el punto de vista de modificaciones físicas como de procedimientos, para mejorar la gestión de estos accidentes. En este sentido, el APS en Otros Modos de Operación de sucesos internos de Nivel 2 ha servido de base para la confirmación de la bondad de las mejoras implantadas o en curso de implantación, a raíz de las pruebas de resistencia, en la protección frente a los accidentes severos.
- CN Trillo ha concluido el APS de incendios a potencia con alcance completo, de acuerdo al NUREG/CR-6850 de la US NRC, así como el APS en parada nivel 2 y el APS de Otras Fuentes.
- La CN de Santa María de Garoña ha elaborado un APS de la piscina de combustible irradiado de nivel I aplicable en la situación actual de cese de explotación. Este análisis ha servido para validar y completar la guía de seguridad en parada que se aplica para la vigilancia y minimización del riesgo de la instalación frente a indisponibilidades de sistemas y equipos.

Asimismo, los resultados de los APS se utilizan como soporte del proceso de supervisión reguladora (SISC) tanto en la definición y cálculo de indicadores de funcionamiento como en la categorización de hallazgos.

Durante el periodo objeto del presente informe, las centrales nucleares han planificado, diseñado o implementado las siguientes modificaciones de diseño que suponen mejoras en los diseños, adicionales a las recogidas en los apartados 18.1.4 y 18.1.5:

En el caso de la central Vandellós II:

- ⇨ Coordinación de interruptores corriente continua.
- ⇨ Proporcionar mando sobre el control de la apertura-cierre del interruptor de la subestación de 110 KV que alimenta al transformador de arranque.
- ⇨ Sustitución de las cadenas clase del Sistema de Vigilancia de la Radiación.
- ⇨ Sustitución de la tapa de la vasija del reactor.
- ⇨ Mejoras en válvulas motorizadas.
- ⇨ Mejoras en el diseño del sistema de ventilación del edificio de combustible.
- ⇨ Retraso en el rearranque de la bomba de refrigeración del reactor «A» durante la transferencia lenta.
- ⇨ Mejora de la capacidad sísmica del sistema contraincendios.
- ⇨ Sustitución de los cargadores de baterías.
- ⇨ Mejoras del Sistema de control Digital del Reactor.

En el caso de la central de Ascó I y II:

- ⇨ Puesta en servicio del nuevo anillo sísmico de contra incendios y nueva casa de bombas.
- ⇨ Nuevo uso del código VIPRE-W para verificar el diseño termohidráulico y de seguridad No-LOCA.
- ⇨ Uso de la metodología GOTHIC en los análisis de respuesta de contención.
- ⇨ Actuaciones para la mejora del foco frío.
- ⇨ Sustitución de los cargadores de baterías.
- ⇨ Mejoras en válvulas motorizadas.
- ⇨ Actualización del sistema de medida de caudal de agua de alimentación CALDON.
- ⇨ Sustitución de protecciones eléctricas de alternador y transformadores.
- ⇨ Mejoras en los sistemas de seguridad física.
- ⇨ Aplicación del "hard sludge lancing" y limpieza química en los generadores de vapor de ambas unidades.
- ⇨ Migración del Sistema de control Digital del Reactor a la plataforma Ovation y cambio del control de la turbobomba de agua de alimentación principal (TBAAP) Modificaciones de puertas resistentes al fuego y protecciones pasivas en bandejas de cables y en conductos de HVAC.
- ⇨ Mejoras en los sistemas ventilación, temperatura de la piscina de combustible gastado y sistema de corriente continua de Clase 1E.
- ⇨ Instalación de venteos en tuberías para prevenir la acumulación de gases.
- ⇨ Sustitución del ordenador de proceso SAMO por el ordenador basado en la plataforma Ovation.

En el caso de la central de Cofrentes:

- ⇨ Implantación de un subsistema sísmico de protección contra incendios (PCI) con capacidad adicional de aportación de agua en escenarios más allá de las bases de diseño, y otras mejoras del sistema de PCI y de las protecciones pasivas.
- ⇨ Modernización del sistema de control de nivel de vasija y de las turbobombas de agua de alimentación.

- ⇨ Mejora del diseño de la señal de nivel de agua en la vasija del reactor del rango de combustible obtenida para registradores post-accidente.
- ⇨ Mejoras en el turbogenerador, incluyendo en rebobinado del estator.
- ⇨ Mejoras y sustituciones en válvulas motorizadas y neumáticas.
- ⇨ Introducción de un nuevo diseño de barras de control.
- ⇨ Mejoras en GDE.
- ⇨ Instalación de blindajes permanentes para reducción de dosis y eliminación de puntos calientes.
- ⇨ Sustitución del relleno de las torres de refrigeración de tiro natural.
- ⇨ Sustitución del calentador de agua de alimentación 5B.
- ⇨ Sustitución de monitores de radiación de la chimenea de efluentes.
- ⇨ Modernización de interruptores en barras eléctricas.
- ⇨ Implementación del disparo de los cargadores de baterías Clase 1E por sobretensión en la salida.
- ⇨ Separación de cables.
- ⇨ Sustitución de cables en el túnel de vapor.
- ⇨ Mejoras en la impermeabilización de Sala de Control.
- ⇨ Mejoras en el sistema de protección frente a descargas atmosféricas.
- ⇨ Mejoras en los sistemas de seguridad física.

En el caso de la central de Almaraz I y II:

- ⇨ Sistema redundante de filtración de ventilación del edificio de combustible.
- ⇨ Mejoras en ciberseguridad.
- ⇨ Mejoras en PCI (separación resistente al fuego).
- ⇨ Modificaciones asociadas al cambio de las bases de licencia de protección contra incendios mediante transición a la norma NFPA-0805.
- ⇨ Separación de alimentaciones eléctricas.
- ⇨ Mejoras en filtración en ventilación de zona controlada y Sala de Control.
- ⇨ Nuevo sistema sísmico de PCI.
- ⇨ Nuevo panel de parada alternativa.

En el caso de la central de Trillo:

- ⇨ Actualización de válvulas motorizadas (final del programa).
- ⇨ Bleed&Feed del circuito primario.
- ⇨ Modificación del sistema de control, protección y baipás de turbina.
- ⇨ Mejoras en PCI: detección, extinción y separación resistente al fuego.
- ⇨ Mejoras en el circuito de disparo de las bombas principales frente a actuaciones espurias en caso de incendio.
- ⇨ Mejoras en sumideros de contención (malla de 2x2, instrumentación de presión diferencial y retrolavado).

- ⇨ Renovación de interruptores METRON.
- ⇨ Mejoras en ciberseguridad.
- ⇨ Nuevo transformador para consumo propio.

En el caso de la central de Santa María de Garoña:

Aunque la central se encuentra en situación de cese de explotación, se están llevando a cabo proyectos, adicionales a los que resultan como mejoras post-Fukushima y que han sido mencionadas en al apartado 18.1.4, que permitirán, en caso de una nueva Autorización de Explotación, cumplir con la normativa actual más exigente:

- ⇨ Sustitución y modernización del Sistema de Reserva de Tratamiento de Gases, que tiene por función la filtración de la atmósfera de contención en caso de accidente.
- ⇨ Protección de los equipos relacionados con la seguridad en el Edificio de Turbina frente a las consecuencias de un fuego generalizado en el área.

18.1.7. Actividades de examen y control regulador

Con el fin de verificar que las centrales nucleares están operando de acuerdo con la normativa aplicable y los requerimientos establecidos por el regulador, y que las acciones requeridas en las diversas autorizaciones y aprobaciones se implementan adecuadamente, el CSN lleva a cabo las evaluaciones e inspecciones necesarias.

Por otro lado, según se ha explicado en el artículo 14 y de acuerdo con la Instrucción del Consejo IS-21 sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, para cada modificación de diseño el titular debe realizar un análisis de modo que, dependiendo del resultado del mismo, aquellas modificaciones que responden de forma positiva a los criterios establecidos en la IS-21 deben ser previamente autorizadas por el Minetur, previo informe favorable del CSN, o apreciadas favorablemente por el CSN.

El control sistemático de las modificaciones implantadas en las centrales nucleares se lleva a cabo mediante el Programa Base de Inspección en el que hay una inspección bienal específica sobre modificaciones de diseño en cada instalación.

18.2. Incorporación de tecnologías y metodologías de validez probada

Cuando se trata de incorporar un diseño novedoso, se debe disponer de un proceso de homologación previo, para demostrar mediante análisis, programas de pruebas, experiencia previa o una combinación de lo anterior, que el diseño es adecuado. Al ser las centrales nucleares españolas de diseño procedente de los EEUU o de Alemania, las tecnologías y metodologías incorporadas a los diseños en la mayor parte los casos cuentan con una experiencia de aplicación anterior.

Durante este período se han actualizado las metodologías de análisis termomecánicos de barras de combustible y métodos de análisis de transitorios de reactores BWR considerando el efecto de la degradación de la conductividad con el quemado y se ha eliminado una restricción al límite de quemado asociada a un diseño de combustible BWR. La aceptación del uso de estas metodologías ha sido sometida a un detallado proceso de evaluación en el que se ha tenido en consideración la experiencia de aplicación en otros países, así como la validación de las mismas frente a datos obtenidos en instalaciones experimentales en las que se ha analizado de forma detallada el comportamiento del combustible.

Asimismo, en el periodo incluido en este informe, algunos titulares han presentado solicitudes para incorporar instrumentación digital en sistemas de seguridad tales como monitores de radiación, o en sistemas de control. Estas aplicaciones se han aceptado tras tener en cuenta las guías reguladoras aplicables.

18.2.1 Disposiciones y requerimientos reglamentarios para el uso de tecnologías de validez probada por la experiencia o verificada por medio de pruebas o análisis

La aplicación de la Instrucción del Consejo IS-21 sobre modificaciones de diseño en centrales nucleares permite identificar las modificaciones que los titulares pueden implantar sin necesidad de someterlas a autorización y cuáles sí que la requieren. En la propia IS-21 se identifica la documentación que debe acompañar a la oportuna solicitud. También el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, indica que cuando a juicio de la autoridad reguladora una modificación sea de gran alcance, o envergadura, el titular debe solicitar autorización de ejecución y montaje.

La Instrucción del Consejo IS-26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a instalaciones nucleares establece en su artículo 5.16 que "el diseño de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad debe estar basado en tecnologías probadas y validadas en condiciones de funcionamiento similares a las de operación".

Por otra parte, el art. 82 del RINR establece la potestad del CSN para emitir declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación, previa solicitud. Dicha declaración puede ser requerida a los titulares en un proceso de autorización, o como resultado de cualquier proceso regulador. Asimismo, el CSN está facultado para emitir certificaciones y convalidaciones de nuevos diseños y modelos (art. 83 del RINR).

18.2.2. Medidas adoptadas por los titulares de las licencias para implementar esas tecnologías.

Los componentes de los sistemas de seguridad están sujetos a un proceso de cualificación tanto ambiental como sísmica, que tiene en cuenta las condiciones en las que deben realizar su función. Los resultados de la cualificación ambiental se incluyen en el manual apropiado de cualificación ambiental de equipos, en el que se especifican las condiciones ambientales que el equipo en cuestión debe soportar. Además, lLa modernización de los sistemas relacionados con la seguridad mediante equipos electrónicos digitales ha hecho necesario la extensión de la cualificación de estos equipos a nuevos aspectos para prevenir posibles vulnerabilidades debidas a la tecnología en que se fundamentan. Así, estos equipos deben ser cualificados para asegurar su compatibilidad electromagnética con los equipos existentes en las plantas, se deben cumplir con los máximos requisitos de calidad y seguridad tanto en el diseño del software como en el entorno de desarrollo y además deben tenerse en cuenta aspectos de ciberseguridad en el desarrollo de estos equipos.

En el periodo anterior, de manera conjunta entre el organismo regulador y el sector eléctrico, se configuró un proyecto para el análisis y optimización de las metodologías aplicadas al proceso de dedicación de equipos de instrumentación y control basados en software. En los casos en los que este tipo de tecnología se ha implantado se han aplicado las normas de la industria procedentes del país de origen de la tecnología. Actualmente, el sector eléctrico está abordando un proyecto piloto para cualificación /dedicación de equipos con software embebido o "smart".

En el periodo 2013-2015, las CCNN españolas han finalizado o iniciado los siguientes proyectos de I&C que incorporan nuevas tecnologías de carácter digital. Varios de ellos son considerados importantes para la seguridad, según la definición de la Instrucción IS-21:

CN ASCÓ I y II

- Sustitución del Ordenador de proceso SAMO.
- Migración del Sistema de Control Digital del Reactor y del Sistema de Control de las TBAAP.
- Migración del Sistema de Control Digital Electrohidráulico.
- Control de Calentadores y Tanques de Drenaje de Recalentadores de Vapor Principal.

CN Vandellós II

- Migración del Ordenador de proceso Plant Computer.
- Digitalización del Sistema de Control Digital del Reactor y del Sistema de Control de las TBAAP.
- Implantación del nuevo Sistema de Vigilancia de la Radiación.
- Cambio del Sistema de Control de Ventilación y Aire Acondicionado.

CN Trillo

Modificaciones en los siguientes sistemas, subsistemas o componentes:

- Monitorización de vibraciones del primario.
- Red de monitorización de la radiación ambiental.
- Control y Protección de turbina y bypass de turbina.
- Nuevas tarjetas Iskamatic.
- Sensores y Cabinas de Medida y Control del sistema de neumobolas para calibración de detectores de radiación.
- Registradores de seguridad y de no seguridad.
- Sistema de medida de nivel en el núcleo.
- Nuevas tarjetas Contronic.

CN Almaraz I y II

Modificaciones en los siguientes sistemas, subsistemas o componentes:

- Tarjetas de lazos de Control de las válvulas de alivio de los generadores de vapor.
- Red de monitorización de la radiación ambiental.
- Registradores de seguridad y de no seguridad.
- Nuevas tarjetas ICCM (Inadequate Core Cooling Monitor).
- Nuevas tarjetas RPS (Reactor Protection System).
- Control de la Turbobomba de Agua de Alimentación Auxiliar.

CN Cofrentes

Modificaciones en los siguientes sistemas, subsistemas o componentes:

- Medida de nivel y temperatura de las piscinas de combustible gastado.
- Comunicaciones inalámbricas.
- Sustitución del equipo de medida de radiación de la chimenea principal.
- Modernización del control de nivel y de caudal de agua de alimentación.
- Modificaciones derivadas de la aplicación de la Instrucción IS-32.
- Sustitución de relés para asegurar margen sísmico.

CN Santa María de Garoña

- A pesar de la situación de cese de la operación, la central continúa invirtiendo y ejecutando los proyectos exigidos por el CSN para obtener una nueva autorización de explotación. Entre los proyectos para adecuar la planta a los nuevos requisitos de diseño que se están ejecutando cabe mencionar el proyecto de separación divisional de cables.

Por último, las centrales han abordado el análisis de los requisitos de ciberseguridad y soluciones técnicas a aplicar para los sistemas digitales. Estos requisitos afectan tanto a equipos relacionados con la seguridad como a los no relacionados con la seguridad. Las CCNN han elaborado los planes, guías y procedimientos de ciberseguridad de acuerdo con los requisitos reguladores aplicables.

18.2.3. Actividades de examen y control regulador

Las modificaciones de diseño que suponen la incorporación de nuevas tecnologías y metodologías que, de acuerdo con su impacto en la seguridad, requieren autorización o apreciación favorable, o aquéllas que implican modificaciones de los documentos oficiales de explotación de la central, se someten a un proceso formal de evaluación reguladora. Dentro del proceso de evaluación de una modificación de diseño de estas características, pueden realizarse inspecciones de licenciamiento, a criterio del CSN.

Por otra parte, como ya se ha indicado, dentro del proceso de sistema integrado de supervisión de centrales nucleares en explotación (SISC), el CSN realiza con carácter bienal inspecciones a las centrales relativas a la implantación de modificaciones de diseño, en las que se verifican los análisis previos y evaluaciones de seguridad efectuadas por los titulares para determinar si una modificación (ya sea temporal o permanente) requiere o no de autorización, la implantación física de las mismas y las pruebas efectuadas con carácter previo a la puesta en servicio de las modificaciones, así como otro tipo de modificaciones de carácter documental, todo ello con el objeto de verificar que se cumplen los requisitos de la Instrucción IS 21 del Consejo. Estas inspecciones son particularmente importantes en el caso de las modificaciones de diseño que incorporan nuevas tecnologías o metodologías

Asimismo, dentro de las inspecciones contempladas en el Programa Base de Inspección se verifican las condiciones establecidas en los manuales de cualificación ambiental de equipos, aspecto especialmente importante en las modificaciones que implican introducción de tecnologías de carácter digital.

18.3. Diseño para explotación fiable, estable y controlable con especificaciones relativas a factores humanos y las interfases hombre-máquina

18.3.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios para la operación fiable, estable y fácilmente controlable, con especial consideración de los factores humanos y a las interfases hombre-máquina

Según establece la Instrucción del Consejo IS-26, las estructuras, sistemas y componentes deberán ser diseñados, fabricados, instalados y operados de acuerdo con su clasificación de seguridad y teniendo en cuenta la capacidad de mantenimiento, inspección y pruebas para garantizar su capacidad funcional durante la vida de la instalación. Cuando la intervención de un sistema sea necesaria en caso de sucesos operacionales previstos y accidentes de evolución rápida, su actuación debe ser automática y con el objetivo de mantener la instalación en condición segura, sin que sea necesaria la intervención manual del personal de operación durante un tiempo suficiente para que se puedan considerar e implantar las acciones posteriores necesarias. Igualmente, las estructuras, sistemas y componentes de la instalación deben diseñarse de forma que se asegure que cumplan sus funciones de seguridad en las condiciones ambientales y sísmicas con-

sideradas en los sucesos operacionales previstos y en los accidentes base de diseño, incorporando protecciones adecuadas ante sucesos externos e internos.

El CSN consideró necesario que los titulares de las instalaciones nucleares incluyeran formalmente, dentro de sus procedimientos de gestión de modificaciones de diseño, los requisitos relativos a factores humanos, con participación de especialistas en esta disciplina. Así, la Instrucción del Consejo IS-27 sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares establece que: "el diseño de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad deberá tener en cuenta los principios y técnicas de ingeniería de factores humanos", y la ya mencionada Instrucción del Consejo IS-21 incluye entre sus requisitos que "Se incorporarán adecuadamente los métodos y criterios de factores humanos en todas las fases del proceso y actividades de las modificaciones".

18.3.2. Implementación de medidas adoptadas por el titular de la licencia

Los proyectos de modificaciones en centrales nucleares españolas tienen en cuenta, en mayor o menor profundidad dependiendo de su envergadura e importancia para la seguridad, los elementos que constituyen la metodología relativa a factores humanos del NUREG-0711 de la US-NRC.

Durante este periodo, las centrales han formalizado en procedimientos las metodologías de análisis de factores humanos utilizadas en las modificaciones de diseño, que realmente ya se aplicaban en periodos anteriores de una manera no sistematizada.

El objetivo fundamental de estas metodologías es que la interfase usuario-sistema se diseñe de acuerdo a unos principios que minimicen el error humano derivado de esa interfase y que las modificaciones de diseño no generen tareas o actividades que sobrepasen la capacidad humana, o que lleven a situaciones que puedan ser consideradas como precursores del error.

Para ello, los procedimientos de las centrales clasifican las modificaciones de diseño para identificar aquéllas que modifican la interfase hombre-máquina con función de seguridad. Sobre estas últimas se aplica la metodología del NUREG-0711 de la US NRC que analiza los 12 elementos de ingeniería de factores humanos en las 4 fases (planificación y análisis, diseño, verificación y validación y puesta en marcha y operación).

18.3.3. Actividades de examen y control regulador

Las modificaciones de diseño que requieren autorización o apreciación favorable, o aquéllas que implican modificaciones de los documentos oficiales de explotación de la central, se someten a un proceso formal de evaluación reguladora. Dentro de este grupo de modificaciones se encuadran todas aquéllas con impacto importante en la seguridad. En el proceso de evaluación se incluyen los aspectos de factores humanos e interfase hombre-máquina, cuando el CSN los considera significativos. Dentro del proceso de evaluación de una modificación de diseño de estas características, pueden realizarse inspecciones de licenciamiento, a criterio del CSN.

Por otra parte, el CSN supervisa rutinariamente estos aspectos en su Programa Base de Inspección.

18.4. Declaración de Viena

Este capítulo es probablemente el más importante en cuanto a la justificación del cumplimiento de los compromisos derivados de la Declaración de Viena, especialmente en lo que concierne al primer principio: *el diseño, la selección del emplazamiento y la construcción de las centrales nucleares nuevas serán consecuentes con el objetivo de prevenir accidentes durante la puesta en servicio y la explotación y, si se produjese un accidente, de mitigar las emisiones de radionucleidos que puedan causar contaminación a largo plazo fuera del emplazamiento, así como de evitar emisiones radiactivas tempranas o emisiones radiactivas suficientemente grandes como para requerir acciones y medidas protectoras a largo plazo.*

En España no existen previsiones en cuanto a la construcción de nuevas centrales nucleares, pero se entiende que el principio aplica plenamente, en cuanto a diseño y operación, a las centrales existentes. De hecho, gran parte de las actuaciones emprendidas a raíz del accidente de Fukushima están alineadas con este principio. Por otra parte, los otros dos principios refuerzan la aplicación del primero a las centrales en operación, desde la doble perspectiva de las evaluaciones de seguridad y de la consideración de los estándares del OIEA y de las buenas prácticas internacionales, procesos o aspectos que conducen a la propuesta de mejoras en el diseño y operación de las centrales, de acuerdo con el primer principio.

Así, el apartado 18.1, dedicado a la aplicación de los principios de defensa en profundidad, recoge las disposiciones normativas referentes al diseño de las centrales, incluyendo las normas emitidas por el CSN en el periodo del informe, entre las que destacan, a estos efectos, la Instrucción IS-36 sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos, y la Instrucción IS-37 sobre análisis de accidentes base de diseño. Asimismo, se analiza la aplicación de los principios de defensa en profundidad recogidos en la Instrucción IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear, a las centrales españolas, explicando y justificando cómo se garantizan dichos principios.

Particularmente importante desde esta perspectiva son los subapartados 18.1.4, donde se detallan las medidas aplicadas en el diseño para prevenir accidentes más allá de las bases de diseño y para mitigar las consecuencias radiológicas en caso de ocurrencia de este tipo de accidentes; y 18.1.5, donde se expone lo concerniente a las medidas para preservar la integridad de la contención, en particular frente a situaciones con sucesos naturales extremos. En el caso de España, la gran mayoría de estas medidas se enmarcan en las acciones de respuesta tras el accidente de Fukushima y en el programa de actuación ante accidentes con pérdidas de grandes áreas de la central (ambos programas se han desarrollado en España de forma simultánea y coordinada). Se detallan las principales modificaciones de diseño realizadas y en curso en cada central con el objetivo de mejorar la seguridad de las centrales.

Frecuentemente, las mejoras en los diseños necesarias para el desarrollo del primer principio de la Declaración de Viena comportan la implantación de nuevas tecnologías y metodologías. En el apartado 18.2 se exponen las medidas adoptadas para garantizar la adecuada y segura implantación de estas tecnologías y metodologías en las centrales nucleares españolas. Asimismo, se enumeran las modificaciones más importantes implantadas en este ámbito en las centrales españolas en el periodo del informe.

Un aspecto clave en la implantación de las modificaciones de diseño, y en especial en aquéllas con alto impacto en la seguridad, como son las relacionadas con el desarrollo del primer principio de la Declaración de Viena, es la consideración de los factores humanos y los aspectos asociados a la interacción hombre-máquina en el desarrollo e implantación de las modificaciones, y en la posterior operación de la planta. La consideración de estos aspectos en las centrales españolas para garantizar una operación fiable y segura se resume en el apartado 18.3.

Artículo 19. Explotación

19.1. Autorización Inicial

Los requerimientos reguladores para la autorización inicial de nuevas centrales nucleares son los que se exigen en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre. Para cada central, dichos requerimientos se concretan en los documentos oficiales de explotación requeridos para la concesión de las autorizaciones previa, de construcción y de explotación.

La autorización previa, o de emplazamiento, es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y de la idoneidad del emplazamiento elegido, cuya obtención faculta al titular para solicitar la autorización de construcción de la instalación e iniciar la obras de infraestructura preliminares que se autoricen.

La autorización de construcción faculta al titular para iniciar la construcción de la instalación y para solicitar, en el momento oportuno, la autorización de explotación.

La autorización de explotación faculta al titular a cargar el combustible nuclear o a introducir sustancias nucleares en la instalación, a realizar el programa de pruebas nucleares y a operar la instalación dentro de las condiciones establecidas en la autorización. Esta autorización tiene carácter provisional hasta la finalización satisfactoria de las pruebas nucleares.

La concesión de las citadas autorizaciones corresponde al Ministro de Industria, Energía y Turismo.

En España no se han concedido autorizaciones iniciales de centrales nucleares desde la década de los 80.

19.2. Límites de operación y condiciones

19.2.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios para definir los confines seguros de la explotación y establecer los límites y condiciones operacionales

El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas establece el contenido de la documentación que se tiene que incluir en la solicitud de Autorización de Explotación (AE) de cada central. Como Anexo 19.A se incluye un modelo normalizado de la AE.

La relación de "Documentos Oficiales de Explotación" (DOE) establecida por el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas es la siguiente:

a) Estudio de Seguridad
b) Reglamento de Funcionamiento
c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
d) Plan de Emergencia Interior
e) Manual de Garantía de Calidad
f) Manual de Protección Radiológica
g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado

La Instrucción del Consejo IS-32 sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) en centrales nucleares establece los requisitos aplicables para la elaboración y manteamiento de este documento.

La AE, por una parte, y los DOE, por otra, contienen un conjunto de requisitos que definen la envolvente y, cuyo cumplimiento, garantizan la operación segura de la central.

19.2.2. Aplicación de los límites y condiciones operacionales, su documentación, la capacitación conexa y su disponibilidad para el personal con responsabilidad en trabajos relacionados con la seguridad

Las ETF contienen los valores límites de las variables que afectan a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes y el control operativo, y constituyen el conjunto de requisitos y limites técnicos bajo el cual se operan las centrales nucleares españolas.

Las ETF están adaptadas para cada central nuclear a partir de documentos estándares generados en el país de origen de la tecnología de dicha central nuclear,, y son coherentes con las hipótesis y las condiciones de contorno consideradas en los análisis de accidentes de cada instalación.

Las ETF tienen una estructura bien definida y constan típicamente de los siguientes capítulos:

- Definiciones.
- Límites de seguridad y puntos de consigna limitativos de sistemas de seguridad, y sus bases.
- Condiciones limitativas de operación (CLO) incluyendo las acciones requeridas en caso de no satisfacerse las CLO y requisitos o exigencias de vigilancia..
- Características de diseño.
- Normas administrativas.
- Bases de las CLO y de las EV.

Las ETF se desarrollan para su utilización y documentación en un plan y unos procedimientos de vigilancia, en los cuales se establecen las frecuencias de realización aplicables a cada requisito, la forma de llevar a cabo las pruebas objeto del requisito y los criterios de aceptación del mismo.

Las ETF son un objetivo esencial de la formación y entrenamiento del personal con responsabilidad en trabajos relacionados con la seguridad y, especialmente, del personal de operación de la sala de control, y su conocimiento y manejo forma parte del examen que el CSN realiza para la obtención de las licencias del personal de operación.

Las ETF establecen los requisitos de operabilidad (CLO) de las Estructuras, Sistemas o Componentes (ESC) dentro de su alcance, y las acciones y plazos aplicables en caso de inoperabilidad de los mismos.

En algunos casos la operabilidad de las ESC se puede ver cuestionada, en cuyo caso la ESC se encuentra en "*condición anómala*" (término general que engloba bien la *Condición Degradada*, porque la cualificación o capacidad funcional de la ESC esté reducida, o bien la *Condición de No Conformidad*, porque incumpla algún requisito exigido en las Bases de Licencia); para discriminar si la ESC está inoperable o por el contrario operable bajo "condición anómala", el titular debe realizar una "Determinación de Operabilidad" según los procedimientos aplicables. Cuando la ESC se encuentra en condición anómala, el titular debe establecer e implantar medidas compensatorias en tanto no se resuelva la "condición anómala" con carácter definitivo. Todo ello debe quedar perfectamente documentado para permitir su seguimiento y trazabilidad.

Los procedimientos aplicados por las centrales nucleares para el tratamiento de las condiciones anómalas se han realizado conforme a la guía Unesa CEN-22 y establecen los criterios para la actuación en caso de que alguna ESC se encuentre en Condición Anómala. Esta guía tiene la conformidad del CSN y en febrero de 2016 se ha editado la revisión 1, introduciendo el concepto de fiabilidad reducida.

19.2.3. Examen y revisión de los límites y condiciones operacionales cuando sea necesario

Dada la importancia que para la operación de las centrales nucleares españolas tienen las ETF, su proceso de revisión es muy complejo y detallado para garantizar que las revisiones de las mismas se realizan adecuadamente, motivo por el cual cualquier cambio en las mismas requiere de autorización expresa, siendo preceptivo en todos los casos su envío al CSN, para su análisis y evaluación técnica, e informe favorable, previamente a su implementación.

El proceso normal de revisión de las ETF se puede iniciar a propuesta del titular de la instalación o a propuesta del CSN que solicita directamente a las centrales nucleares españolas la revisión o adecuación de las ETF por razones de experiencias operativas, nueva normativa, etc.

La propuesta de modificación elaborada por el titular es sometida a revisión por el Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC), máximo órgano interno de asesoramiento en seguridad nuclear y protección radiológica, y tras la apreciación favorable por parte del CSNC es sometida a la revisión del Comité de Seguridad Nuclear del Explotador (CSNE), máximo órgano asesor de la Dirección General en materia de seguridad nuclear de la central nuclear.

Posteriormente y previo informe preceptivo del CSN, el Ministerio de Industria, Energía y Turismo realiza la aprobación formal de las revisiones de ETF.

Las guías para tratamiento de las condiciones anómalas se revisan por medio de un Grupo de trabajo Mixto CSN-Unesa.

19.2.4. Actividades de examen y control regulador

El CSN lleva a cabo el control regulador del cumplimiento por parte del titular de las condiciones límites de operación establecidas en las ETF y en el resto de los documentos oficiales de explotación.

En las centrales nucleares esta supervisión se lleva a cabo diariamente, siendo una de las actividades rutinarias de la inspección residente. Así mismo se lleva a cabo una supervisión del cumplimiento con los requisitos de vigilancia establecidos en las ETF mediante inspecciones periódicas, de carácter bienal, integradas en el sistema integrado de supervisión de centrales, SISC.

Como ya se ha indicado, ante cualquier solicitud de modificación de las ETF, el CSN debe informar preceptivamente al Ministerio sobre la misma.

19.3. Procedimientos para la explotación, mantenimiento, inspección y ensayos

19.3.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios sobre los procedimientos para la explotación, mantenimiento, inspección y ensayo de las instalaciones nucleares

En las instalaciones nucleares españolas, las actividades de operación, mantenimiento, inspección y pruebas deben realizarse siguiendo procedimientos aprobados. Su utilización se plantea como un elemento más de la defensa en profundidad mediante el establecimiento de instrucciones escritas y aprobadas, con el objetivo de minimizar la aparición de errores humanos en la ejecución de las actividades.

Como desarrollo del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, el CSN editó la Instrucción del Consejo IS-19 sobre los requisitos del sistema de gestión de instalaciones nucleares en la que se establece que los requisitos de calidad se deben gestionar de forma integrada con los demás elementos del sistema de gestión y que las actividades asociadas a cada proceso, se deben realizar en condiciones controladas, utilizando procedimientos, instrucciones, planos u otros medios apropiados que se revisarán periódicamente para asegurar su idoneidad y eficacia.

De acuerdo con la Instrucción del Consejo IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, el titular debe disponer de un conjunto de procedimientos de operación para condiciones normales, anormales y de emergencia, que especifiquen las acciones a adoptar para mantener la instalación en condiciones seguras. Igualmente deberá disponer de procedimientos de operación o guías para mitigar las consecuencias de situaciones fuera de la base de diseño. Los procedimientos de operación deberán ser verificados y validados antes de su entrada en vigor, y se mantendrán actualizados para reflejar la situación de la instalación y de la organización. El personal implicado deberá ser entrenado adecuadamente en el manejo y aplicación de los mismos.

En relación con las pruebas de vigilancia de las estructuras sistemas y componentes (ESC) dentro del alcance de las Especificaciones técnicas de Funcionamiento, la instrucción del Consejo IS 32 establece que dichas pruebas deben realizarse mediante procedimientos escritos en los que se incluyan los criterios de aceptación que permitan determinar la operabilidad de la ESC. Así mismo, la instrucción del Consejo IS 23 sobre inspección en servicio establece también que las pruebas funcionales sobre bombas y válvulas deben llevarse a cabo mediante procedimientos escritos que recojan el procedimiento de prueba a seguir, los valores de referencia y limites asociados, así como los criterios de aceptación aplicables.

En enero de 2015 se ha editado la Instrucción del Consejo IS-36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares. En esta Instrucción se establecen los requisitos que se deben cumplir en relación con los procedimientos de operación de emergencia (POE), las guías de gestión de accidentes severos (GGAS), las guías de mitigación de daño extenso (GMDE) y las guías de actuación de emergencia en parada (GAP). Así mismo requiere que los procedimientos sean sometidos a un proceso de verificación y validación y que los usuarios reciban periódicamente formación y entrenamiento.

19.3.2. Establecimiento de procedimientos operacionales, su aplicación, revisión periódica, modificación, aprobación y documentación

Los procedimientos reflejan básicamente la dinámica y el desarrollo de los procesos, cubren las actividades necesarias a llevar a cabo sobre los equipos de la instalación en cualquier modo de operación de la Central, y aseguran que se observan los requerimientos contenidos en los documentos oficiales de explotación. También pueden reflejar los flujos de información y responsabilidades de cada uno de los intervinientes, por lo que constituyen el sistema básico de coordinación.

En las centrales nucleares españolas existen y son actualizados de forma permanente procedimientos escritos que cubren todas las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Dentro del ámbito de las propias centrales nucleares son especialmente relevantes los procedimientos de operación de las mismas, los cuales se agrupan en los siguientes tipos:

- Procedimientos de operación generales: establecen las condiciones y las maniobras a realizar para operar la central en los diferentes modos de operación, y transitar entre ellos.
- Procedimientos de operación auxiliares: establecen en detalle las maniobras de puesta en servicio de los sistemas o equipos específicos requeridos por los procedimientos generales.
- Procedimientos de operación de alarmas: indican las acciones a realizar tras la activación de una alarma en sala de control. En algunas centrales estos procedimientos están integrados en los de sistemas.
- Procedimientos de operación para condiciones anormales: hacen frente a transitorios o problemas en sistemas o equipos que no llegan a la categoría de accidente.
- Procedimientos de operación de emergencia (POE): tienen la misión de gestionar los incidentes/accidentes, incluido el base de diseño.

- Guías de gestión de accidentes severos (GGAS): guías que contienen las estrategias operativas para mitigar las consecuencias de un accidente severo.
- Guías de mitigación de daño extenso (GMDE): guías o procedimientos que contienen estrategias para hacer frente a la situación de pérdida de grandes áreas de la central.

Los procedimientos incluidos en la lista anterior son, en general, adaptaciones de guías genéricas realizadas por el suministrador principal de la tecnología de la central. Son revisados periódicamente de acuerdo a determinados procedimientos administrativos y dependiendo del tipo e importancia se establecen distintos periodos de revisión obligatoria.

Los procedimientos de operación han sido revisados y actualizados a lo largo de la vida de las centrales nucleares españolas de acuerdo con la experiencia operativa, propia y ajena, recabada a lo largo de los años.

En el caso de procedimientos de operación afectados por grandes cambios o modificaciones, se prueban, validan y entrenan previamente a su utilización en las centrales nucleares en los simuladores de alcance total.

En aquellos casos en que los procedimientos de operación afectan a la seguridad nuclear son sometidos de forma obligatoria a la revisión del Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC).

El suceso de Fukushima y la pérdida potencial de grandes áreas han sido analizados sectorialmente y se ha dado respuesta a las Instrucciones Técnicas del CSN, ITC-1/2/3/4/5. Como consecuencia, han sido revisados los procedimientos de emergencia (POE y GGAS), se ha generado una nueva serie de procedimientos para daño extenso (GMDE) y actualmente se están elaborando unas guías de actuación de emergencia en parada (GAP).

19.3.3. Disponibilidad de los procedimientos para el personal pertinente de la instalación nuclear

Las centrales nucleares españolas cuentan con un sistema de archivo y distribución de documentos oficiales, entre los que se encuentran todos los procedimientos, que garantiza la disponibilidad de los mismos para el personal que los debe utilizar.

El conocimiento de los procedimientos de operación es otro de los hitos clave en los exámenes de obtención de las licencias de personal de operación que realiza el CSN a los candidatos de las centrales nucleares españolas.

19.3.4. Participación del personal pertinente de la instalación nuclear en la elaboración de los procedimientos

En las centrales nucleares españolas los procedimientos son elaborados por el propio personal de la instalación y en concreto por los especialistas en cada área, estructura, sistema o componente.

Posteriormente, son revisados por los superiores jerárquicos de los redactores y aprobados por el máximo nivel de dirección de la central nuclear.

Como se ha indicado anteriormente, los procedimientos que afectan a la seguridad nuclear o la protección radiológica deben ser revisados por el CSNC antes de su aprobación.

Los cambios a los procedimientos deben seguir el proceso de análisis previo, evaluación de seguridad y análisis de seguridad establecido en la Instrucción del Consejo IS-21, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares.

19.3.5. Incorporación de procedimientos de operación en el sistema de gestión de las instalaciones nucleares

Las centrales nucleares españolas tienen implantados sistemas de gestión cuyo objetivo es la gestión segura, fiable y eficaz de todas las actividades, mediante una visión global y sistemática de

los diferentes sistemas de gestión específicos: seguridad, calidad, medio ambiente, recursos humanos, recursos económicos, etc.

A raíz de la Instrucción del Consejo IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, las CCNN españolas procedieron a revisar sus sistemas de gestión para adaptarlos a los requisitos de la citada Instrucción IS-19.

Específicamente en lo relativo a documentos tales como los procedimientos de operación, se establece toda una serie de pautas para su control, preparación, revisión y aprobación que las centrales deben cumplir.

19.3.6. Actividades de examen y control regulador

De acuerdo con el reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas, la solicitud de autorización de explotación de cada instalación nuclear debe venir acompañada, entre otros documentos, de un Manual de garantía de calidad y de un Reglamento de funcionamiento. En el primero de estos documentos se establece el alcance y contenido del programa de calidad aplicable a las pruebas y explotación de sistemas, estructuras y componentes relacionados con la seguridad. En el segundo, se establecen, además de la organización y funciones del personal adscrito a la instalación y los programas básicos de formación y entrenamiento del personal, las normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente. Estas normas y los procedimientos que las desarrollan se refieren al conjunto de la instalación y a los diversos sistemas que la componen.

El CSN realiza inspecciones periódicas sobre el mantenimiento de los procedimientos de operación de emergencia y guías de accidente severo. Así mismo, el CSN realiza inspecciones dentro del plan base de inspección relativas a requisitos de vigilancia de las Especificaciones técnicas de funcionamiento, que se centran en al revisión de los procedimientos aplicables y en la asistencia presencial a las pruebas. Adicionalmente, la inspección residente del CSN en las centrales supervisa los diferentes procesos de los titulares y los procedimientos con que dichos procesos se llevan a cabo.

19. 4. Procedimientos de respuesta a incidentes operacionales y accidentes

Prácticamente desde el inicio de su operación las centrales nucleares españolas cuentan con un conjunto de procedimientos escritos que contemplan todos los modos previstos de operación.

Los actuales Procedimientos de Operación de Emergencia se implantaron en las centrales nucleares españolas de diseño americano a finales de los años 80, mientras que las Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) lo fueron a finales de los años 90, con un calendario similar al seguido en EEUU En el caso de la central de diseño alemán, el proceso ha seguido igualmente los programas y plazos allí establecidos.

Como consecuencia de la realización de las pruebas de resistencia llevadas a cabo en España se ha identificado la necesidad de implantar mejoras en las GGAS para contemplar estrategias para hacer frente a accidentes en un mismo emplazamiento en más de una unidad simultáneamente, sucesos originados a partir de una situación de parada y sucesos originados en la piscina de combustible gastado. Esto se ha reflejado en las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN ha emitido tras las pruebas de resistencia, siendo el objetivo de estos requisitos la implantación de las mejoras previstas de modo coordinado con los desarrollos que al respecto se realicen en los países de origen de la tecnología.

19.4.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios sobre procedimientos de respuesta a incidentes operacionales previstos y accidentes

Como ya se ha indicado, la Instrucción IS 36 del Consejo, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares establece requisitos apli-

cables a las centrales para la elaboración y mantenimiento de procedimientos y guías de gestión de accidentes, desarrollando los requisitos ya establecidos en este sentido en la Instrucción del Consejo IS 26 sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a instalaciones nucleares.

En el desarrollo de los procedimientos de operación anormal y de emergencia de cada una de las instalaciones, al igual que para las guías de gestión de accidentes severos, se adaptan los procedimientos de central a las guías genéricas desarrolladas por los grupos de propietarios, tanto de reactores BWR como PWR, que incorporan ciertas mejoras a raíz del análisis del accidente de Fukushima. En este proceso de adaptación y desarrollo de los procedimientos de operación anormal y de emergencia se incluyeron tanto las guías genéricas de escritura como estudios específicos para su implantación. También se sometieron a un proceso interno de verificación y validación para garantizar tanto la precisión técnica como las posibilidades de utilización.

En el caso de las guías de mitigación de daño extenso, las centrales nucleares españolas han aprobado los diferentes procedimientos, habiendo realizado previamente el adecuado proceso de verificación y validación.

19.4.2. Establecimiento de los procedimientos de explotación para casos de emergencias basados en sucesos y/o síntomas

Los primeros procedimientos de operación de emergencia que utilizaron las centrales nucleares estaban basados en eventos.

Tras el accidente de *Three Mile Island*, en marzo de 1979, se concluyó la necesidad de revisar una serie de aspectos de los procedimientos de operación de emergencia, lo que condujo al desarrollo de un "enfoque sintomático como respuesta a las emergencias".

Para el establecimiento de este nuevo enfoque se desarrollaron procedimientos específicos de operación de emergencia de entrada sintomática, ya que únicamente tienen en cuenta las evoluciones de ciertos parámetros de la planta y, basándose en su evolución, indican las acciones a realizar. Estos procedimientos se ejecutan siguiendo curvas, tablas y valores de consigna calculados por métodos *best-estimate* de acuerdo con el diseño específico de cada planta.

En el caso de las centrales nucleares españolas de tecnología PWR, al igual que el resto de centrales de la misma tecnología, existen dos sub-conjuntos de procedimientos dentro los procedimientos de operación de emergencia: los procedimientos de recuperación óptima están orientados a eventos, aunque están basados en síntomas; mientras que los procedimientos de recuperación de funciones (a usar en caso de que la situación accidental se deteriore, aunque siempre dentro del ámbito de los procedimientos de operación de emergencia) son puramente procedimientos sintomáticos. Los procedimientos de operación de emergencia en las centrales nucleares españolas de diseño BWR son puramente sintomáticos.

Adicionalmente, se elaboraron en la mayoría de los casos, bases técnicas que permiten encontrar los fundamentos de los pasos de los procedimientos.

Para el desarrollo e implantación de los procedimientos se siguió un programa básico que incluyó la definición de los criterios de elaboración de acuerdo con las guías de los grupos de propietarios, la escritura con arreglo a criterios técnicos y administrativos, y los criterios para integrar la gestión de los procedimientos de emergencia en los programas de formación, incluyendo el simulador para mantener la cualificación necesaria del personal de la sala de control y el desarrollo de un plan de validación y actualización de procedimientos.

Tras el accidente de Fukushima, dentro del grupo de propietarios se han identificado diversos aspectos de mejora en los procedimientos de operación de emergencia que se van incorporando en los procedimientos de las centrales una vez han sido aprobadas las modificaciones en las guías de referencia.

Algunos cambios (por ejemplo, referidos a las piscinas de combustible) ya han sido incorporados en revisiones parciales de los procedimientos de operación en emergencia.

19.4.3. Establecimiento de procedimientos y directrices para prevenir los accidentes muy graves o mitigar sus consecuencias

Los accidentes severos son aquellas condiciones accidentales más severas que los accidentes bases de diseño y que conllevan a una degradación significativa del núcleo. En general, se considera que el accidente severo comienza cuando se produce el inicio de daño al núcleo, debido a la pérdida de refrigeración.

Evitar que el accidente progrese hasta el daño al núcleo entra dentro del alcance de las acciones contempladas en los procedimientos de operación de emergencia, dirigidos a la prevención del accidente severo. El mantenimiento de la capacidad de contención, la finalización del daño al núcleo y la reducción de la liberación de material radiactivo son objetivos dentro del alcance de las guías de gestión de accidentes severos, dirigidas a la mitigación del accidente severo.

Las guías de gestión de accidentes severos desarrolladas son por tanto guías de actuación específicas para la inundación de la vasija y la contención, el control de la contención y de la liberación de productos radiactivos.

Para el desarrollo e implantación de las guías de gestión de accidentes severos se llevó a cabo un programa similar en todos sus aspectos al descrito en el caso de los procedimientos de operación de emergencia, (criterios de escritura, programas de formación y entrenamiento, plan de validación, etc.).

Finalmente, se establecieron las condiciones de transición de los procedimientos de operación de emergencia a las guías de gestión de accidentes severos así como la sistemática de revisión del Plan de Emergencia Interior para que éste tuviera una organización particularizada a la gestión de accidentes severos y los programas de formación necesarios para asegurar la implantación efectiva de estas actuaciones.

Tras el accidente de Fukushima, dentro del grupo de propietarios se han identificado diversos aspectos de mejora en las guías de gestión de accidentes severos que se van incorporando una vez han sido aprobadas las modificaciones en las guías de referencia del grupo de propietarios.

19.4.4. Establecimiento de procedimientos y orientaciones para gestionar situaciones de accidentes en instalaciones nucleares con varias unidades y/o emplazamientos con instalaciones múltiples

Tras el accidente de Fukushima, en 2011 y dentro del proceso europeo de Pruebas de Resistencia, el CSN emitió una serie de Instrucciones Técnicas Complementarias (ITCs) en las que se requería a los titulares realizar un análisis complementario de seguridad considerando sucesos más allá de las bases de diseño. En un primer conjunto de ITCs, se consideraban sucesos de origen externo (terremotos, inundaciones…), pérdida prolongada de energía eléctrica y/o del sumidero final de calor, etc. y se requería además describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para las distintas etapas de un escenario de:

— pérdida de la función de refrigeración del núcleo y amenaza a la integridad de la contención;

— pérdida de la función de refrigeración de las piscinas de almacenamiento de combustible gastado;

El objetivo último de los análisis requeridos era el identificar posibles mejoras en la seguridad de las centrales para reforzar las capacidades ya existentes frente a este tipo de sucesos extremos.

Asimismo, tras el accidente de Fukushima, dentro del grupo de propietarios se han identificado diversos aspectos de mejora tanto en los POE como en las Guías de Gestión de Accidente Severo (GAS), que serán incorporados una vez hayan sido aprobadas las modificaciones en las guías de referencia del grupo de propietarios correspondiente.

Una de las modificaciones relevantes en los POE/GAS será la consideración de los nuevos equipos portátiles y autónomos utilizados en las Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE), que se han elaborado tomando como referencia el documento NEI 06-12 (B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline Revision 2,s December 2006), ya implantado en las centrales americanas, para gestionar aquellos accidentes que impliquen la pérdida de grandes áreas debido a un gran incendio más allá de la base de diseño, pudiendo suponer también la pérdida de la dirección y control normal de la emergencia.

Las guías GMDE (y sus equipos asociados) contemplan como objetivos fundamentales: aportar agua a la vasija para refrigerar el núcleo, ventear la contención para mantener su integridad o aportar/rociar agua a la piscina para evitar el descubrimiento del combustible almacenado. Todo ello en condiciones extremas que impidan utilizar las instalaciones fijas de la planta.

Otras modificaciones de los POE/GAS irán encaminadas a una mejor gestión del hidrógeno generado en un accidente severo. Adicionalmente, para mejorar la robustez de la planta, se están instalando recombinadores autocatalíticos pasivos (PAR) en aquellas zonas de la contención que pueden presentar riesgo de acumulación de hidrógeno (en el caso particular de Sta. María de Garoña, en la Contención Secundaria).

En relación con la prevención de la sobrepresión en la contención, aparte de los cambios ya identificados que se incorporarán en los POE y GAS, los titulares de las centrales instalarán un sistema de venteo filtrado de la contención como mejora adicional para proteger la contención. La implantación del venteo filtrado proporciona una protección adecuada ante el riesgo de fallo del edificio de contención por sobrepresión y, adicionalmente, reduce las implicaciones radiológicas que supone el venteo no filtrado.

Por otra parte, se realizarán las modificaciones necesarias que permitan la operación fiable del venteo de contención en condiciones de pérdida prolongada de energía eléctrica.

En relación con la reducción/mitigación de la liberación de productos de fisión al exterior, y además del venteo filtrado de la contención, las centrales han implantado la estrategia de rociado externo de la contención, o de cualquier otro edificio.

Los titulares de las centrales incorporarán el análisis de los accidentes severos que se pudieran iniciar con la central en parada dentro de su programa de actualización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS).

En relación con la planificación de la gestión de accidentes, también se han identificado una serie de propuestas de mejora destacadas en el apartado 16.2.6 de este informe. Entre ellas cabe destacar la implantación en cada emplazamiento de un nuevo centro alternativo para la gestión de emergencias y el establecimiento de un centro nacional de apoyo para situaciones de emergencia dotado de los medios adecuados, y equipos humanos, para su traslado en menos de 24 horas al emplazamiento afectado.

La implantación de las diversas acciones de mejora identificadas sigue el calendario establecido en las ITCs post Fukushima del CSN; siendo convenientemente incluidas en el control de configuración de planta, en los procedimientos (Guías de la emergencia con daño extenso (GEDE), Guías de mitigación de daño extenso (GMDE) y planes de emergencia (PEI) y en los programas de formación y mantenimiento.

Todos estos nuevos equipos estarán recogidos, para cada instalación, en un nuevo manual en el que se establecerán las condiciones de operación y los requisitos de vigilancia aplicables.

En el caso específico de emplazamientos con varias unidades; los titulares han realizado los mismos análisis requeridos en las pruebas de resistencia, pero teniendo en cuenta que el accidente podría afectar simultáneamente a varias unidades.

De esta manera, se han identificado las acciones de mejora necesarias para poder hacer frente y mitigar con éxito los accidentes planteados. Así, el refuerzo de la organización de respuesta

en emergencia, los equipos portátiles adicionales a adquirir, los nuevos centros de emergencia (CAGE, Área Segura de Almacenamiento de Equipos) y los medios de apoyo (equipos portátiles en CAE) se han diseñado e implantado teniendo en cuenta que el accidente podría llegar a afectar simultáneamente a ambas unidades.

De igual manera se han desarrollado, entrenado y validado los diferentes procedimientos de emergencia y guías de gestión/mitigación de daño extenso; teniendo en cuenta que el suceso puede estar afectando a cualquiera o ambas unidades

19.4.5. Actividades de examen y control regulador

El CSN tiene establecido, desde antes del accidente de Fukushima, un plan de inspecciones programáticas que se realizan con carácter periódico aunque no están incluidas en el Plan Base de Inspección, de forma que se realiza al menos una inspección cada año enfocada a la implantación, actualización y entrenamiento del personal en los POE y GGAS, de esta forma en un período de seis años se inspecciona este aspecto en todas las centrales nucleares. La realización de estas inspecciones se contempla en la planificación anual de actividades del Consejo.

19.5. Ingeniería y apoyo técnico

19.5.1. Disponibilidad general del apoyo técnico y de ingeniería necesario en todos los campos relacionados con la seguridad de las instalaciones nucleares, en construcción, explotación, en condiciones de accidente y o en proceso de clausura

Las ingenierías y suministradores de equipos que participaron en la construcción y puesta en marcha de las centrales nucleares en España actualmente en operación, han mantenido buena parte de sus capacidades desde entonces, gracias a la:

- Participación en el mantenimiento y actualización permanente del diseño para la mejora de las instalaciones.
- Participación en nuevos proyectos de inversión para la mejora de las instalaciones actuales (cambios de generadores de vapor, turbinas, torres de refrigeración, etc.).
- Participación en los proyectos derivados de las modificaciones tras el accidente de Fukushima.
- Participación en proyectos de I+D nacionales e internacionales relacionados con nuevos problemas derivados de experiencia operativa y programas de gestión de vida.
- Participación en la fase de diseño de los proyectos de generación III.

La proyección internacional de las compañías eléctricas, especialmente cuando esta proyección ha sido orientada en parte a la participación en proyectos nucleares, ha permitido el mantenimiento y desarrollo de capacidades de ingeniería y suministradores de bienes y servicios con beneficios para el mercado nacional.

En el área de combustible, con las capacidades desarrolladas en las compañías y con el liderazgo de Enusa en la fabricación, se han llevado a cabo programas de desarrollo y mejora con reconocimiento internacional.

Durante este periodo, los proyectos de implementación en las CCNN españolas de las modificaciones derivadas del accidente de Fukushima, han supuesto un reto en cuanto a plazo y evaluación y aplicación de las últimas tecnologías existentes en el mercado, como son el caso del Centro Alternativo de Gestión de la Emergencia (CAGE), los recombinadores pasivos autocatalíticos instalados en los recintos de contención, o el sistema de venteo filtrado de la contención.

La capacidad del sector español para cubrir las necesidades de las instalaciones nucleares ha quedado recogida en los estudios sobre las “Capacidades españolas para afrontar un nuevo proyecto

nuclear" y "Cadena de suministro para la construcción de una instalación nuclear", realizados por la Plataforma Tecnológica Ceiden. En estos estudios se han valorado las capacidades de los principales sectores (Ingeniería y Consultoría, Inspección y Servicios, Construcción, Montaje, Suministradores de equipos mecánicos y eléctricos, Ciclo de Combustible, Laboratorios de ensayos,…), concluyendo que existen capacidades suficientes en la industria española para proporcionar todos los apoyos técnicos necesarios en todos los campos relacionados con la construcción y operación de las centrales.

Adicionalmente, las centrales han promovido el desarrollo de un modelo de I+D+i con una serie de empresas e instituciones nacionales, mediante un acuerdo de colaboración bajo el marco de Unesa, que comprenda una red de centros de referencia especializados en distintas áreas de innovación, de forma que se mantenga una capacidad permanente de dar el soporte requerido para operar el parque nuclear en condiciones de máxima seguridad, fiabilidad y competitividad.

Estos centros de referencia, con reconocida capacidad científica y técnica en el campo nuclear, estudian la documentación presentada en las reuniones y seminarios de EPRI que se consideran de interés para las centrales, según su área específica, así como la documentación de EPRI dirigida desde Unesa a cada responsable del centro de referencia, para su análisis dentro del área correspondiente.

En cuanto al desmantelamiento, la ingeniería y los trabajos realizados en las centrales nucleares de Vandellós I y José Cabrera, liderados por Enresa, han dado la oportunidad a las empresas españolas de desarrollar sus capacidades técnicas y de gestión en este ámbito, demostrando su capacidad para realizar estos procesos de desmantelamiento.

19.5.2. Disponibilidad del apoyo técnico necesario en el emplazamiento y en la sede del titular de la licencia o de la entidad, y procedimientos para poner los recursos centrales a disposición de las instalaciones nucleares

Se podría decir que las capacidades de apoyo técnico que necesita una central nuclear son de amplio espectro, y en función de la organización de la compañía o compañías propietarias, se pueden configurar de distintas formas, por lo que establecer una filosofía única no parece práctico. El Reglamento de Funcionamiento de cada una de las centrales nucleares identifica la forma de gestión, las responsabilidades y la disponibilidad de recursos de cada instalación. Estas capacidades quedan recogidas en mayor detalle en los Manuales de Organización y Funcionamiento y en los Procedimientos de menor nivel.

En líneas generales, deben existir unas líneas estratégicas de inversión e I+D asociadas a la gestión de activos, con una base de conocimiento y de decisión sustentada en la organización corporativa, pero soportadas por el imprescindible conocimiento de la situación de las estructuras, sistemas y componentes por parte de las áreas de ingeniería y mantenimiento de la planta.

Así mismo, la estrategia de gestión de combustible y residuos radiactivos parece lógico que tenga un componente corporativo importante para optimizar la gestión unificada de los mismos. En la misma línea estarán los acuerdos necesarios con los tecnólogos del sistema nuclear de generación de vapor, el turbogrupo y otros equipos relevantes de la planta.

Otros aspectos clave de competencias tecnológicas son el licenciamiento y la experiencia operativa, que se pueden sustentar indistintamente en organizaciones corporativas o en las plantas, aunque en el primer caso, siempre deberían mantenerse unas mínimas capacidades descentralizadas.

Para garantizar una supervisión independiente y el seguimiento del funcionamiento y la mejora de procesos de la central nuclear está justificada una estructura corporativa.

Los procedimientos para poner los recursos centrales a disposición de la central nuclear están asociados al seguimiento de los planes estratégicos, desde el órgano de gobierno de la central y las directrices emanadas de éste.

19.5.3. Situación general en relación con la dependencia de consultores o contratistas para prestar apoyo técnico a las instalaciones nucleares

La disponibilidad de contratistas con personal técnico y medios debidamente cualificados y motivados es clave para el funcionamiento seguro y eficiente de las instalaciones. El informe realizado por la Plataforma Tecnológica CEIDEN citado en el punto 19.5.1 concluye que gracias al apoyo técnico continuo que prestan a las centrales en operación, existen capacidades en la industria española para proporcionar todos los apoyos técnicos necesarios en todos los campos relacionados con la seguridad en la construcción y operación de las centrales.

Existen, en líneas generales, tres niveles de empresas contratistas a efectos de la dependencia de éstas para el apoyo a la organización.

Un primer nivel sería el de los tecnólogos, entre los que cabe destacar los suministradores de la isla nuclear, del turbogrupo, de generadores diésel de emergencia, de transformadores principales, etc., así como la ingeniería de diseño asociada a los mismos. En relación con éstos, existe un alto grado de dependencia, especialmente con el suministrador de la isla nuclear, que obliga a establecer acuerdos de larga duración con ellos durante toda la operación de la planta.

El segundo nivel de contratistas lo constituyen las empresas de servicios y/o suministro de equipos especializados. Éstas son clave para inspecciones, diagnóstico, mantenimiento, control de calidad, reparaciones relevantes y suministro de equipos. Aunque en el mercado existe la posibilidad de disponer de distintas opciones, el conocimiento de la instalación que da la continuidad del personal y las características singulares asociadas al trabajo con radiaciones, hacen que sea conveniente mantener vinculación a medio plazo con estos contratistas.

El tercer nivel de contratación lo integran empresas que requieren personal de menor cualificación, tales como las de limpieza, andamiaje, vigilancia, etc., que suelen emplear a un alto porcentaje de personal que vive en la zona. No existe dependencia técnica, aunque por razones sociales de apoyo al entorno cercano y cláusulas contractuales históricas pueden existir condicionamientos importantes para cambiar o no cambiar las personas aunque se cambie la empresa contratista.

19.5.4. Actividades de examen y control regulador

Los titulares tienen la obligación de identificar y controlar los procesos subcontratados a organizaciones externas y, en estos casos, retendrán la responsabilidad sobre dichos procesos. Los suministradores de servicios de ingeniería y soporte técnico son seleccionados de acuerdo con criterios específicos y evaluados su desempeño.

El proceso de supervisión y control que el CSN establece sobre los titulares de instalaciones nucleares contempla mecanismos diversos que permiten incidir sobre los varios aspectos de los procesos del titular relacionados con la ingeniería y soporte técnico. Por un lado, el CSN establece mecanismos de control sobre la organización de los titulares. Dicha organización aparece descrita en los Reglamentos de Funcionamiento y debe identificar las responsabilidades del Servicio Técnico. Las modificaciones del Reglamento de Funcionamiento que afecten a las dependencias jerárquicas o funcionales requeridas en la normativa para unidades que tienen asignadas funciones o responsabilidades en áreas específicas deben ser aprobadas por el CSN, requiriéndose la justificación y análisis detallado de los cambios (funciones, recursos humanos, y formación), asimismo anualmente los titulares de las instalaciones remiten al CSN un informe sobre las modificaciones o actuaciones relacionadas con la optimización de recursos humanos en la organización.

Los titulares disponen de otras organizaciones externas de soporte encargadas de desarrollar proyectos y prestar el apoyo técnico que sea necesario. En general los procesos subcontratados con organizaciones externas deben ser controlados por la propia organización del titular quien deberá verificar la calidad del servicio de acuerdo a la normativa. El CSN a su vez vigila mediante

inspecciones el cumplimiento de la mencionada normativa. Para la supervisión directa de los aspectos organizativos propios de los titulares, el CSN ha establecido, entre otras, inspecciones relacionadas con la organización, la formación, y con la supervisión de los trabajos de contratistas durante las paradas de recarga.

Por otro lado el CSN tiene establecidos mecanismos de control y supervisión sobre los trabajos de ingeniería realizados por las instalaciones nucleares en relación con las modificaciones de diseño, mantenimiento, etc. Estos mecanismos se plasman tanto en una supervisión directa sobre las modificaciones de las instalaciones que afectan a la seguridad nuclear o la protección radiológica las cuales deben ser sometidas al proceso de autorización del CSN, como en la supervisión y control mediante inspecciones centradas en las bases de diseño de componentes, requisitos de vigilancia de componentes, modificaciones de diseño, experiencia operativa, etc.

19.6. Notificación de incidentes de importancia para la seguridad

19.6.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios respecto a la notificación de incidentes de importancia para la seguridad al organismo regulador

La Instrucción del Consejo IS-10, establece los criterios que el CSN aplica para exigir a los titulares de centrales nucleares la notificación de los sucesos ocurridos en las mismas que puedan tener una relación con la seguridad nuclear o la protección radiológica. Los sucesos son comunicados mediante un informe de suceso notificable a la sala de emergencias del CSN. Adicionalmente, estos informes son distribuidos entre las centrales nucleares españolas y comunicados por el CSN al público en forma de notas de prensa y publicados en la página web del Organismo de acuerdo con los procedimientos internos del CSN.

La instrucción IS-10 establece un marco para la comunicación de incidentes significativos al organismo regulador, facilita la transferencia de información de experiencia operativa entre centrales y permite su comunicación al público.

A partir de la experiencia adquirida en la aplicación de la citada instrucción, en este periodo el CSN ha procedido a una revisión de la misma con el objetivo de clarificar algunos criterios de notificación y alcanzar un mayor grado de homogeneidad en la importancia para la seguridad de los sucesos notificados.

19.6.2. Criterios y procedimientos de notificación establecidos en relación con los incidentes de importancia para la seguridad y otros sucesos como los cuasi accidentes y los accidentes

La Instrucción del Consejo IS-10 *sobre criterios de notificación de sucesos en centrales nucleares* define los tipos de sucesos a notificar, los plazos para la notificación de cada tipo de suceso, los medios de notificación, los criterios para la remisión de información adicional y para la revisión de los informes emitidos, así como los formatos para la notificación.

La IS-10:

- Describe 36 tipos de sucesos que deben ser notificados, encuadrados en ocho categorías de notificación: A. Registros, B. Salud y seguridad laboral, C. Vertidos y liberaciones de materiales o sustancias radiactivas, D. Especificaciones técnicas de funcionamiento, E. Operación, F. Sistemas de seguridad, G. Otras situaciones de riesgo y H. Sucesos externos.
- Indica, en función de la importancia para la seguridad de cada tipo de suceso, el plazo máximo (1 o 24 horas) para efectuar la notificación inicial y el formato en que debe remitirse al CSN el Informe de Suceso Notificable inicial, que incluye: el número de suceso notificable, la fecha y hora de ocurrencia o detección, la potencia térmica antes y después del

suceso, los criterios de notificación aplicables, una breve descripción del suceso, la situación en el momento de la notificación, las liberaciones de material radiactivo si las hubiere y las medidas adoptadas y previstas.

Requiere que antes de 30 días se remita al CSN un informe de mayor grado de detalle que incluya: los antecedentes y experiencia operativa vinculados, las condiciones iniciales, una descripción cronológica, la descripción detallada del suceso y anomalías que hayan tenido lugar, las causas directas, la descripción y conclusiones del análisis de causa raíz, las acciones correctoras inmediatas, las acciones correctoras diferidas y las conclusiones del titular

Con objeto de dar respuesta a la IS-10, las centrales nucleares españolas (CCNNEE) disponen de procedimientos administrativos que describen tanto el proceso de notificación como las metodologías a utilizar para analizar los distintos sucesos acaecidos, con objetivo de incluir en el informe a 30 días mencionado en el párrafo anterior toda la información requerida en plazo y en forma.

En relación a los procedimientos de notificación de las CCNNEE, éstos contemplan el alcance completo de la IS-10, recogen interpretaciones y guías relativas a la utilización de los distintos criterios de notificación que han sido emitidos por el CSN mediante cartas o instrucciones y definen las responsabilidades en el proceso de identificación, notificación, elaboración de informes para el organismo regulador y distribución de los mismos. Estos procedimientos incluyen asimismo límites o valores cuantitativos, la superación de los cuales comporta la obligatoriedad de notificación para aquellos criterios en los que la propia IS-10 no explicita límites o bien indica que dichos límites deben ser cuantificados por el Titular.

En lo referente a los procedimientos de análisis de causa, en ellos se incorporan distintas metodologías validadas para ser utilizadas por personal experto con el objetivo de identificar causas raíces, factores causales y contribuyentes a los distintos sucesos notificados que permitan establecer planes de acciones correctoras, correctivas o de mejora que resuelvan las causas mencionadas y eviten la recurrencia del evento. Estos procedimientos contemplan asimismo la necesidad de llevar a cabo extensiones de condición y de causa para comprobar si, tanto las vulnerabilidades evidenciadas con el suceso como sus causas, podrían estar presentes de forma activa o latente en otros procesos, equipos, sistemas o unidades de la instalación.

La consistencia entre los procedimientos administrativos de las CCNNEE y los requisitos contenidos en la IS-10 es objeto de supervisión independiente por parte del CSN dentro del alcance, entre otras, de las inspecciones a los programas de experiencia operativa de las centrales

19.6.3. Estadísticas de los incidentes notificados de importancia para la seguridad en los últimos 3 años

En el periodo 2013-2015, todos los sucesos notificados al Consejo de Seguridad Nuclear, por parte de las centrales nucleares españolas han sido clasificados como de nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares, *International Nuclear Event Scale* (INES), del OIEA salvo los casos que se detallan a continuación:

Almaraz I y II (Cáceres) INES 1
18 de febrero de 2015

En determinadas zonas en las que existe un riesgo de incendio, el día 18 de febrero no se realizaron algunas de las rondas de vigilancia que es necesario realizar cada hora, tal y como establecen los procedimientos. Tras la investigación del evento se determinó que algunos de los vigilantes encargados de realizar las rondas horarias firmaban las mismas sin haberlas realizado. Sí se pudo demostrar a lo largo de la investigación que al menos cada dos horas todas las rondas se habían realizado. La omisión de las citadas rondas de vigilancia no afectó al funcionamiento de la planta.

Vandellós II (Tarragona) INES 1
28 de noviembre de 2014

Tras la ocurrencia de un transitorio eléctrico debido a una fuerte tormenta en la zona, se produjo la malfunción de varios equipos, entre los que se hallaban dos transmisores de nivel del tanque de agua de recarga que intervienen en la lógica de actuación de la señal de transferencia semiautomática a sumideros de la contención. Tras confirmarse la imposibilidad de recuperar la operabilidad de los dos transmisores afectados en el plazo establecido (el número total de canales es de 4, y el número mínimo de canales requeridos operables es de 3), se inició la secuencia de parada de la unidad requerida por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

19.6.4. Documentación y publicación por los titulares de las licencias y el órgano regulador de los sucesos e incidentes notificados

Los Informes de Sucesos Notificables emitidos por las centrales nucleares españolas según lo establecido en la Instrucción IS-10 son enviados a la Sala de Emergencias del CSN. Desde allí son ampliamente distribuidos en el CSN y comunicados al exterior de acuerdo con los procedimientos que ya se describieron en el informe nacional para la quinta reunión de revisión de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

Los sucesos notificados por el resto de instalaciones nucleares siguen un proceso similar al descrito en el párrafo anterior.

19.6.5. Política relativa al uso de la escala INES

El CSN tiene desarrollado un procedimiento para la clasificación de sucesos utilizando la escala INES, que aplica a la clasificación de los sucesos ocurridos en España en las centrales nucleares e instalaciones o actividades del ciclo de combustible que tengan alguna característica de las indicadas en el Manual de Usuario de la escala INES.

En el caso de que se estime que la clasificación de un suceso relacionado con instalaciones nucleares es superior a 0, el CSN se pone en contacto con el titular de la instalación para discutir las bases de su clasificación y contrastar así los datos.

Si la clasificación es nivel 1, es aprobada por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear del CSN, se entrega el informe al Gabinete Técnico de la Presidencia para su comunicación a las autoridades y al público y se envía en paralelo a la Secretaría General y a los miembros del CSN.

Si la clasificación aprobada por la Dirección Técnica es nivel 2 o superior, se entrega el informe a la Secretaría General, quien a su vez convoca a los miembros del Consejo para la discusión de la clasificación. Una vez debatido, el suceso es comunicado al público a través del Gabinete Técnico de la Presidencia.

Adicionalmente el Coordinador Nacional de la Escala INES prepara un formato de notificación a la Secretaría de la Escala INES del OIEA de cualquier suceso clasificado por el CSN por encima de nivel 1.

19.6.6. Actividades de examen y control regulador

Adicionalmente a los Informes de Sucesos Notificables que deben emitir los titulares en periodos inferiores a 1 y 24 horas, de acuerdo con la IS-10, los inspectores residentes del CSN realizan una revisión de los mismos comprobando que la información que contienen es exacta y comprensible, utilizando para ello tanto la información proporcionada por el titular como sus propias observaciones independientes. Así, tras recibir la comunicación de que ha ocurrido un suceso notificable, los inspectores residentes recaban detalles relativos a la situación de la central y al comportamiento de los equipos, componentes y personal que haya intervenido en el mismo,

y redactan un informe de valoración preliminar que se distribuye a una amplia lista de destinatarios en el CSN.

Posteriormente, los Informes de Sucesos Notificables recibidos en el CSN son analizados por el Panel de Revisión de Incidentes, formado por representantes de distintas áreas especialistas en seguridad nuclear y protección radiológica. En sus reuniones mensuales se revisa la información remitida, se analizan las acciones correctivas propuestas y se debate la necesidad de realizar o solicitar la realización de acciones adicionales para evitar la repetición del suceso. Finalmente el suceso es clasificado en función de su importancia para la seguridad como suceso significativo, de interés o no relevante.

Los sucesos clasificados como significativos se recogen en el informe anual del Congreso de los Diputados y son objeto de seguimiento especial tanto por las áreas especialistas como durante las inspecciones bienales de experiencia operativa, dentro del plan base de inspección del CSN, en las que se presta especial atención a la eficacia de las acciones correctivas.

Adicionalmente, un suceso puede ser clasificado como genérico si potencialmente puede afectar a otras centrales, lo cual puede implicar la emisión de cartas a los titulares para que analicen la aplicación del suceso en su instalación y remitan el análisis al CSN en un plazo determinado. La calidad y alcance de estos análisis, así como la idoneidad de las acciones propuestas, son evaluados por personal del CSN especialista en el área correspondiente

19.7. Intercambio de información sobre experiencia operativa

19.7.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios aplicables a los titulares de las licencias para que recopilen, analicen e intercambien experiencia operacional

El CSN ha desarrollado una metodología en el ámbito de la experiencia operativa fundamentada en dos elementos: la verificación de la sistemática desarrollada por los titulares para el análisis de sucesos, y el análisis y seguimiento de los incidentes que tienen lugar en centrales tanto españolas como extranjeras.

La instrucción del Consejo IS 26 establece requisitos básicos a los titulares relativos a la experiencia operativa, tanto propia como ajena. Así mismo la autorización de explotación establece una condición genérica a las centrales relativa al tratamiento de la experiencia operativa, que se desarrolla en una instrucción técnica complementaria que el CSN emite a cada instalación.

En relación con el seguimiento y análisis de sucesos, el CSN dispone de varias herramientas fundamentales: las reuniones periódicas del Panel de Revisión de Incidentes nacionales, del Panel de Revisión de Incidentes internacionales basado en el uso de bases de datos internacionales y la participación en foros de .intercambio de experiencia operativa. Del análisis de los incidentes internacionales el CSN identifica aquellos que considera de interés, para los cuales puede establecer recomendaciones o requisitos a los titulares de las centrales nucleares españolas. Con todo ello se ha establecido un marco que permite, tanto en el ámbito nacional como internacional, identificar sucesos con carácter genérico que pudiesen afectar a centrales nucleares españolas y realizar o solicitar la ejecución de medidas que impidan la repetición de los mismos.

19.7.2. Programas de los titulares de las licencias para el intercambio de información sobre la experiencia operacional derivada de sus propias instalaciones nucleares, de otras instalaciones nacionales y de las instalaciones en el extranjero

Como se ha indicado, el CSN ha emitido a cada central nuclear una instrucción técnica complementaria a la autorización de explotación en la que, entre otros aspectos relativos al tratamiento de la experiencia operativa, se especifica la experiencia operativa ajena cuyo análisis es requerido.

Se requiere realizar análisis de experiencia operativa ajena en los siguientes supuestos:

- Sucesos notificables ocurridos en las restantes centrales nucleares españolas.
- Experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, esto es:
  a) Para las centrales nucleares de diseño originario de EE.UU., los informes de sucesos significativos (*INPO Event Report (IER))* emitidos INPO *(Institute for Nuclear Power Operations)* o sus equivalentes emitidos WANO *(World Association of Nuclear Operators)*.
  b) Para las centrales nucleares de diseño alemán, las notificaciones de experiencia operativa (*Weiterleitungsnachricht*) emitidas por la Sociedad para la Seguridad Nuclear (GRS).
- Recomendaciones escritas de los suministradores, entendiendo por tales, los boletines técnicos de suministradores (SAL, SR, RICS-IL, *Technical Bulletin*, etc.), así como las comunicaciones de deficiencias en equipos de seguridad: todas las notificaciones relativas al 10 CFR 21 de la US NRC para las centrales de diseño americano, así como los informes de servicio y los de experiencia de KWU para las centrales de origen alemán.
- Análisis de experiencia operativa requeridos expresamente por el CSN.

Los programas de experiencia operativa ajena de las centrales nucleares españolas cubren estos requerimientos pero no se limitan a ellos. Los titulares analizan cualquier otro documento que se considera de interés especial para la mejora de la gestión de los diferentes procesos de cada planta.

Los análisis de experiencia operativa ajena comienzan con un estudio de aplicabilidad para posteriormente, tras el resultado del análisis, proponer acciones correctivas o de mejora.

Adicionalmente a lo anterior, los titulares han establecido mecanismos para la transmisión de experiencia operativa ajena a título informativo dentro de las organizaciones.

Según establece la autorización de explotación, anualmente los titulares deben enviar un informe al CSN en el que, con un contenido definido, se recoja la evolución de los análisis de experiencia operativa ajena y propia que se llevan a cabo en las centrales nucleares españolas. Este informe es utilizado por el CSN en el seguimiento de los programas de experiencia operativa de las instalaciones.

Por otro lado, cabe indicar que las centrales nucleares españolas reportan sus sucesos más significativos a la Asociación Mundial de Operadores de centrales nucleares (WANO en su acrónimo en inglés), indicando sus causas y las principales acciones emprendidas para su resolución, con objeto de que esta experiencia operativa sea compartida con el conjunto del sector nuclear mundial. Aquellos sucesos que WANO considera que proporcionan lecciones aprendidas de mayor significancia, son objeto de informes específicos (denominados SER o SOER) que son transmitidos a todas las centrales y, en el caso de los SOER, su aplicabilidad es evaluada por parte de cada instalación.

19.7.3. Procedimientos de análisis de los sucesos nacionales e internacionales

Las centrales nucleares españolas cuentan desde hace años con procesos establecidos para el cribado, análisis de aplicabilidad y definición de acciones de mejora derivados de sucesos de otras centrales, tanto nacionales como internacionales, con el objetivo de integrar las lecciones aprendidas en las propias prácticas de cada central. Estos procesos han sido evaluados en repetidas ocasiones por organismos de referencia del sector, tales como la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO), el Instituto de Operadores de centrales nucleares de los EEUU (INPO) y el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), concluyéndose en todos los casos que cumplen con los requisitos y estándares del sector.

A nivel de sucesos propios, las centrales disponen de un abanico de metodologías a utilizar en función de la significación del suceso y de la naturaleza de los factores que pueden haberlo oca-

sionado (dependiendo de si presentan un carácter predominantemente organizativo, de comportamiento humano o de fallo de equipos o componentes). Así pues, existen métodos de análisis de causa raíz, causa aparente y causa común, siendo la mayor parte de ellos métodos estándares en el sector (HPES, MORT, etc.) o bien que han sido acordados entre las CCNNEE (tal y como sucede en el caso de los análisis de causa común, que se desarrollan mediante una sistemática acordada a nivel de Grupo de Experiencia Operativa de Unesa.

En relación con los sucesos externos, cada central dispone de una sistemática para evaluar su aplicabilidad en los propios programas, procesos o instalación. En el caso de los sucesos externos que presentan mayor relevancia para la seguridad, éstos son recogidos en documentos tipo SOER (WANO) o IER Nivel 1 (INPO), y las CCNNEE cuentan con una sistemática común acordada también a través del Grupo Sectorial de Experiencia Operativa de Unesa.

Como norma general, las conclusiones de los análisis y evaluaciones de los sucesos nacionales e internacionales más significativos, así como las acciones derivadas de los mismos, son revisados por foros de alto nivel de responsabilidad de las organizaciones, tales como comités de revisión de acciones correctivas o equivalentes.

19.7.4. Procedimientos para extraer conclusiones y para poner en práctica cualquier modificación necesaria respecto de la instalación y de los programas y simuladores de capacitación del personal.

Todas las plantas disponen de procedimientos o guías que desarrollan la metodología que se debe seguir para analizar la experiencia operativa. En dichos procedimientos se establece si una incidencia requiere la realización de un análisis de causa raíz o si únicamente es necesario investigar la causa directa o aparente. En las plantas españolas la metodología utilizada preferentemente para llevar a cabo análisis de causa raíz es el Human Performance Enhancement System (HPES). Además de estudiar cada incidencia individualmente, se efectúan análisis de tendencias para detectar debilidades latentes y áreas de mejora en las organizaciones.

Una herramienta fundamental para el tratamiento de la experiencia operativa es el Programa de Acciones Correctivas (PAC). Una vez que una acción correctora derivada del análisis de una incidencia entra en el Programa de Acciones Correctivas, se categoriza y se establece prioridad, plazo y responsable de ejecución. Las acciones pueden ser de muy diversa índole: modificaciones de diseño, cambios a procedimientos, acciones formativas, etcétera.

En las Instrucciones del Consejo IS-11, sobre licencias de operación en centrales nucleares, e IS-12, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares, se requiere que los programas de formación incluyan la experiencia operativa sobre los incidentes ocurridos en la planta, así como sobre aquellos otros ocurridos en otras plantas que sean relevantes y de aplicación a la misma. Asimismo, la formación en experiencia operativa deberá orientarse a dejar patentes las causas raíces de los incidentes y las acciones correctivas necesarias para prevenir su repetición.

Los departamentos de formación de cada central nuclear tienen en cuenta las acciones formativas incorporadas en el Programa de Acciones Correctivas para la preparación del programa anual de formación. El Programa de Acciones Correctivas es una fuente importante de información para diseñar las jornadas lectivas y de entrenamiento en el simulador. En ocasiones se aprovechan las jornadas de comunicación interna de cada departamento para transmitir las lecciones aprendidas del estudio de la experiencia operativa.

19.7.5. Mecanismos para intercambiar experiencia importante con otras entidades explotadoras

Las centrales nucleares españolas tienen establecidos mecanismos de intercambio de experiencia operativa tanto nacional como internacional.

El CSN (como se indica en el apartado 19.7.8) y Unesa, como representante de las centrales españolas, participan en el Working Group on Operating Experience (WGOE) de la Nuclear Energy Agency (OECD/NEA), cuyo objetivo es mejorar la seguridad nuclear. Esto se consigue compartiendo experiencia operativa y conocimiento, analizando y proporcionando la perspectiva de un grupo de expertos para alcanzar conclusiones acerca de tendencias y lecciones aprendidas y poder, de este modo, implantar a corto y medio plazo acciones correctivas. A largo plazo, el WGOE aporta propuestas para los análisis de seguridad, identifica áreas para las que se necesita una investigación adicional, determina o propone nuevas prácticas de inspección para los reguladores y comparte mejoras en la gestión operativa de las plantas.

En el marco de Unesa, las centrales cuentan con un grupo permanente de trabajo sobre experiencia operativa. Este grupo está constituido por los coordinadores de experiencia operativa de las plantas españolas. El objetivo fundamental del grupo es el de compartir experiencia tanto de los sucesos que ocurren en los distintos emplazamientos como del propio proceso de gestión de la experiencia operativa. Las reuniones del grupo se celebran con una frecuencia mínima trimestral. Una parte importante de dichas reuniones se dedica a compartir información sobre los sucesos notificables al CSN que han ocurrido o se han analizado en el último trimestre. En el seno de este grupo se han llevado a cabo una serie de iniciativas entre las que cabe destacar:

- En el período 2013-15 se ha dado continuidad a la sistemática del Grupo Sectorial de Análisis de Incidentes (GSAI) por la que una central nuclear española puede activar un grupo de expertos del resto de plantas españolas para que lleven a cabo el análisis de causa raíz de alguna incidencia ocurrida en la planta solicitante. El funcionamiento de este grupo se ha recogido en la guía de Unesa CEN-29 "Guía de funcionamiento del Grupo Sectorial de Análisis de Incidentes (GSAI)". En el período mencionado, cada central ha recibido un promedio de 3 apoyos del GSAI y ha aportado a su vez técnicos especialistas a un promedio de 6 misiones del GSAI a otras centrales españolas.
- Las centrales han seguido con la sistemática definida en la guía de Unesa CEN-31 "Establecimiento de criterios para el intercambio de información procedente de experiencia operativa entre las centrales nucleares españolas", revisión 0, de noviembre de 2009. En la guía se reconoce que la transmisión e intercambio de experiencia operativa entre centrales nucleares tiene como objetivo principal mejorar la explotación de las centrales y evitar la repetición de incidentes y problemas de operación con el ánimo de alcanzar la excelencia de la explotación. Las centrales adquieren una serie de compromisos en cuanto a información mínima que se debe intercambiar y mecanismos para efectuar dicho intercambio, todo ello encaminado a mejorar y facilitar el conocimiento de los sucesos y mejorar los análisis de aplicabilidad de los mismos.
- Se ha continuado dentro del marco de Unesa con la elaboración de los informes ICEO "Informe Conjunto de Experiencia Operativa", realizados por el grupo de Unesa de Experiencia Operativa, emulando a la filosofía de los documentos IER / SOER de INPO / WANO. De estos documentos se editará por el sector un documento al año. Se han editado hasta la fecha cinco informes ICEO:
  - 2011: "Gestión de descargos en las centrales nucleares españolas"
  - 2012: "Propuesta de Indicadores de Experiencia Operativa de aplicación común en las centrales nucleares españolas"
  - 2013: "Buenas prácticas en el uso, incorporación y divulgación de la experiencia operativa en las centrales nucleares españolas"
  - 2014: "Desarrollo de metodologías de análisis de causa común de uso en las CCNNEE"
  - 2015: "Recomendaciones para la gestión de documentos de experiencia operativa de alto nivel (SOER/INPO Event Reports Level 1)"

- Para el intercambio de experiencia operativa a nivel internacional se llevan a cabo las siguientes actividades:
  - — Las centrales nucleares españolas envían regularmente sucesos a WANO (World Association of Nuclear Operators) para que se publiquen como Significant Event Report (SER), Event Notification Report (ENR), Event Analysis Report (EAR) o Miscellaneous Event Report (MER).
  - — Participación en seminarios internacionales.
  - — Envío de expertos para misiones de WANO (Peer Reviews) o misiones OSART (Operational Safety Review Team) del OIEA.
  - — Recepción en las plantas españolas de misiones de WANO (Peer Reviews) y misiones OSART.

Estas actividades de intercambio de experiencia operativa a niveles nacional e internacional complementan los programas de evaluación de la experiencia operativa ajena establecidos en cada central.

Por último indicar que, tras la revisión y actualización en 2012 por parte de WANO de los criterios de notificación de sucesos del sector a WANO, a lo largo de 2013 se han revisado de nuevo tras incorporar comentarios recibidos del sector en reuniones y workshops.

19.7.6. Uso de las bases de datos internacionales sobre experiencia operacional

Las dos bases de datos relacionadas con experiencia operativa internacional más utilizadas por el CSN son:

- Incident Reporting System (IRS), dependiente del OIEA y de la NEA.
- Nuclear Event Web-Based System (NEWS), dependiente del OIEA.

El CSN ha designado un coordinador nacional del IRS, encargado de elaborar los informes de sucesos españoles que pueden ser relevantes para otros países desde el punto de vista de la seguridad nuclear.

Puede enviarse un informe preliminar si se quiere difundir el suceso lo antes posible, o bien enviar un informe principal una vez se hayan determinado las causas raíces. Los informes principales, antes de ser enviados formalmente por el coordinador a la base de datos, son revisados tanto en el CSN como en el OIEA.

Estas bases pueden ser consultados por el personal del CSN. En relación con el IRS, existe un listado de personas que reciben notificaciones de los sucesos que los distintos países van enviando a la base de datos; aquéllos que son considerados de interés, se tratan en las reuniones del Panel de Revisión de Incidentes Internacionales. En relación con la base de datos NEWS, el coordinador de la Escala INES es el responsable de cargar la información asociada a los sucesos clasificados como de nivel 1 o superior. Puede ser consultada por todo el personal del CSN y es una herramienta utilizada para la comprobación del alcance de los análisis realizados por los titulares en relación con los sucesos de experiencia operativa externa.

En relación con las CCNNEE, el coordinador nacional ha facilitado el acceso al IRS a personal del área de experiencia operativa de cada una de las centrales que, a su vez, disponen de acceso a NEWS. Estas personas acceden al IRS y al NEWS con objeto de realizar búsquedas de sucesos ajenos que puedan reportar lecciones aprendidas en relación a aspectos operativos de sus centrales, y reciben de forma periódica notificaciones de los sucesos más significativos que han sido introducidos en el IRS por parte de los distintos países. Aquellos sucesos que el Panel de Revisión de Incidentes Internacionales del CSN considera de interés dada su potencial aplicabilidad a las CCNNEE, son evaluados por éstas para determinar el aprendizaje que de ellos puede extraerse, informándose de ello al regulador.

19.7.7. Actividades de examen y control regulador de los programas y procedimientos del titular de la licencia

Con periodicidad bienal, el CSN realiza inspecciones de experiencia operativa con el objetivo de comprobar la sistemática establecida en las centrales nucleares para analizar los sucesos propios, los de otras centrales nucleares españolas y aquellos derivados de la experiencia operativa internacional. En estas inspecciones se analiza la estructura organizativa del titular en relación a la experiencia operativa, se evalúan sus recursos, se analiza la calidad de los procedimientos y se comprueba el alcance y la calidad de los análisis de los sucesos. Estas comprobaciones incluyen revisar las acciones correctivas propuestas, así como verificar su cumplimiento en plazo.

Por otro lado, los titulares de las instalaciones nucleares remiten con periodicidad anual un informe de experiencia operativa cuyo contenido mínimo viene descrito en instrucciones técnicas complementarias remitidas por el CSN a cada instalación. En estas instrucciones se exige que el informe recoja un resumen del análisis de los sucesos internos, de los de otras centrales españolas y de los derivados de la experiencia operativa internacional que se han considerado aplicables a la instalación. Estos informes se distribuyen entre el personal del área de Experiencia Operativa, quien realiza una evaluación preliminar del alcance y la calidad de los mismos. Esta evaluación se desarrolla posteriormente con más profundidad durante las inspecciones de experiencia operativa bienales

19.7.8. Programas del organismo regulador relativos al intercambio de información sobre experiencia operacional y empleo de mecanismos existentes para intercambiar experiencia importante con organizaciones internacionales y otros organismos reguladores

El CSN dispone de varias herramientas para el análisis y la difusión de la información relacionada con la experiencia operativa: las acciones derivadas de las reuniones mensuales del Panel de Revisión de Incidentes, las acciones derivadas de las reuniones trimestrales del Panel de Revisión de Incidentes Internacionales, el uso de la base de datos Temas Genéricos (TEMGE), el uso de las bases de datos internacionales y la participación en grupos internacionales de trabajo.

Como ya se ha indicado en apartados anteriores, el PRI o Panel de Revisión de Incidentes es un grupo de trabajo formado por especialistas en seguridad nuclear y protección radiológica que, con una periodicidad aproximadamente mensual, se reúne para analizar la información recibida de los sucesos relevantes que han tenido lugar en instalaciones nucleares y del ciclo de combustible españolas. Una vez comprobada la calidad de la información recibida, analizada la completitud de las acciones correctivas propuestas y debatido la necesidad de solicitar la realización de acciones adicionales, el suceso se clasifica en función de su importancia para la seguridad en tres categorías: suceso significativo, suceso de interés o suceso no relevante. Adicionalmente a esta tipificación, el suceso podrá ser clasificado como suceso genérico si puede afectar a otras centrales españolas por cualquiera de los siguientes motivos:

- Porque se puedan reproducir sus causas directas o raíces.
- Porque los sistemas o componentes afectados sean análogos.
- Porque representen problemas de suministradores comunes.
- Porque sean sucesos cuyas lecciones aprendidas podrían contribuir a una mejora significativa de la seguridad en otras centrales nucleares.

Cuando un suceso es clasificado como genérico, el PRI puede proponer la emisión de una carta al titular o titulares afectados solicitando información o requiriendo la toma de acciones. Esta propuesta es analizada y en su caso ejecutada por la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear.

Los sucesos clasificados como genéricos son incorporados por personal del área de Experiencia Operativa en la base de datos TEMGE para su seguimiento. También se incorporan en la base de datos todos aquellos sucesos que a juicio de los especialistas pudieran tener implicaciones genéricas; en estos casos, las acciones a llevar a cabo son propuestas por el área especialista, mientras que su difusión y seguimiento se realizan desde el área de Experiencia Operativa.

En el ámbito internacional, el CSN dispone del PRIN o Panel de Revisión de Incidentes Internacionales, el cual se reúne trimestralmente y está constituido por las mismas áreas que el PRI. En él se analizan sucesos provenientes de diversas fuentes internacionales de experiencia operativa con la finalidad de determinar su aplicabilidad a las centrales nucleares españolas y proponer actuaciones concretas, las cuales pueden ir desde solicitar que se incluya el análisis del suceso en el próximo informe anual de experiencia operativa de la central afectada hasta la emisión de instrucciones técnicas concretas para responder en un plazo dado.

Así mismo, el CSN incorpora en la base de datos del IRS (Incident Reporting System) la información de los sucesos de centrales nucleares españolas más importantes para la seguridad.

En relación con el IRS, anualmente se celebran reuniones entre los coordinadores de los distintos países para compartir información en mayor grado de detalle de los sucesos relevantes ocurridos durante el año anterior y para proponer estudios técnicos sobre temas genéricos derivados de los mismos. En el caso de la base datos NEWS, los coordinadores INES se reúnen bienalmente para exponer los sucesos más relevantes y unificar criterios de clasificación. Otro foro de intercambio de experiencia operativa en el que participa el CSN es la reunión anual que organizan conjuntamente la IAEA y la NEA sobre sucesos comunicados al IRS.

Adicionalmente, el CSN participa en el Working Group on Operating Experience (WGOE) de la NEA. Entre los objetivos de este grupo de trabajo está identificar temas de seguridad relevantes desde un punto de vista regulador, extraer lecciones aprendidas de la experiencia operativa y compartir información sobre mejoras en la operación de las centrales nucleares. Para la consecución de los mismos, el grupo de trabajo se reúne con periodicidad semestral para, entre otras cuestiones, intercambiar y analizar la información relativa a los incidentes relevantes de las instalaciones de los países participantes. Adicionalmente a estas reuniones, el WGOE organiza workshops cada dos o tres años sobre temas específicos de especial interés para los reguladores de los países miembros.

Por ultimo indicar que el CSN forma parte de la Clearinghouse, grupo de apoyo a los organismos reguladores de la Unión Europea en el análisis de experiencia operativa.

19.8. Gestión de combustible gastado y residuos radiactivos en el emplazamiento

19.8.1. Disposiciones y requisitos reglamentarios para la manipulación en el emplazamiento del combustible gastado y de los residuos radiactivos

De acuerdo con el artículo 20 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, todas las instalaciones nucleares españolas deben disponer de un plan de gestión de residuos radiactivos y de combustible gastado (PGR).

El CSN estableció la Guía de Seguridad 9.3 sobre los criterios y las bases técnicas para la elaboración del PGR por parte de los titulares de las instalaciones nucleares, de fecha 14 de mayo de 2008, y mediante Instrucciones Técnicas requirió en 2009 a todas las centrales nucleares la adaptación del plan de gestión de residuos radioactivos y combustible gastado, al contenido de la Guía de Seguridad 9.3.

El PGR tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que se generan en estas instalaciones sea segura y optimizada considerando los avances de la normativa y de la tecnología y teniendo en cuenta:

- La situación existente en cada instalación en cuanto a producción, gestión y en su caso evacuación de los residuos.
- La identificación del origen de los residuos y el historial del combustible gastado.
- El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las mejoras en los mismos.
- La justificación de la idoneidad de la gestión actual o de la necesidad de implantar mejoras.
- La planificación de los estudios para la implantación de las mejoras identificadas

El PGR es el documento de referencia para la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares, tanto en explotación como en fase de desmantelamiento y clausura, debiendo contener la información necesaria para permitir un análisis de la gestión existente. Es de aplicación a la gestión de los residuos radiactivos cualquiera que sea su nivel de radiactividad, así como a los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados, a los denominados residuos especiales y al combustible gastado. Además se inscribe en el objetivo de la mejora de la gestión de los residuos y del combustible gastado generado en cada instalación.

En particular, el titular de la instalación deberá mantener actualizado el inventario de sus residuos, minimizar su producción, reciclar y valorizar los residuos producidos en la medida en que esto sea técnica y económicamente posible, y acondicionar los materiales residuales finales para evacuarlos. El plan de gestión de residuos radiactivos servirá también para garantizar que no haya residuos radiactivos que sean gestionados por una vía convencional.

Desde el punto de vista de la utilidad del plan de gestión de residuos radiactivos para los titulares de las instalaciones productoras, se han identificado, entre otras aportaciones:

- Constituir una herramienta de reflexión y de progreso para la gestión de sus residuos.
- Constituir una herramienta de comunicación interna y en su caso externa sobre la gestión de sus residuos radiactivos.
- Constituir un documento de referencia para la/s administración/es competente/s puesto que compromete al titular en una determinada gestión de sus residuos radiactivos, de acuerdo con las normas generales de explotación de sus instalaciones.

En cuanto a la gestión de los residuos en el emplazamiento, el CSN estableció la Instrucción del Consejo IS- 31 sobre criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares, que tiene por objetivo establecer los criterios para el mencionado control, antes de la salida de los materiales residuales de las zonas de residuos radiactivos para su gestión convencional.

En lo concerniente al combustible gastado hay dos Instrucciones del CSN relacionadas con el combustible gastado y los residuos de alta actividad. La primera, es la IS-29 sobre criterios de seguridad en las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado y residuos de alta actividad. En esta instrucción se regulan los requisitos básicos de seguridad que deben cumplirse en el diseño, fabricación, construcción, pruebas y operación. La segunda instrucción es la IS-20, por la que se establecen los requisitos de seguridad en el diseño de contenedores de combustible gastado y se define el contenido del Estudio de Seguridad y las interfases entre las partes intervinientes. Ambas instrucciones recogen la normativa internacional del OEIA, de los países exportadores de la tecnología, así como los niveles de referencia de WENRA para almacenamiento.

Por último indicar que el Minetur publicó en febrero de 2014 el Real Decreto para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos", para incorporar el marco legislativo, reglamentario y organizativo previsto en la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, de 19 de julio de 2011, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos.

19.8.2. Almacenamiento de combustible gastado en el emplazamiento

El combustible gastado de las centrales de agua ligera españolas se almacena inicialmente en el propio emplazamiento, en piscinas de cada uno de los reactores, cuya capacidad ha sido ampliada en las últimas décadas en diversas centrales, mediante sustitución de los bastidores originales por otros con compuestos borados (re-racking).

Ante la saturación de la capacidad de almacenamiento en piscinas, en algunas centrales ha sido necesario construir almacenes temporales individualizados (ATI) para el almacenamiento en seco del combustible en contenedores. Este es el caso de la central nuclear de Trillo, que desde el año 2003 cuenta con una instalación de este tipo, y de la central nuclear de Ascó, en cuyo emplazamiento se ha construido y licenciado un ATI, que inició su operación en mayo de 2013. Además la central nuclear de Santa María de Garoña tiene también previsto disponer de un ATI en su propio emplazamiento, cuya construcción fue aprobada en octubre de 2015.. Por último, en el año 2015 la central nuclear de Almaraz ha presentado ante el Minetur solicitud de autorización de construcción y montaje de un ATI en su emplazamiento.

Los contenedores en uso en el ATI de Trillo y el contenedor aprobado en noviembre de 2014 para su uso en la central Santa Maria de Garoña son metálicos de doble propósito, para almacenamiento y transporte de combustible gastado, mientras que los contenedores de las centrales Jose Cabrera y Ascó son sistemas con cápsula metálica multipropósito ubicadas en módulos de hormigón, sistemas que se completan con un contenedor de transporte separado.

El proceso de licenciamiento de dichos almacenes temporales individualizados, ha consistido, de acuerdo con a la legislación vigente, en primer lugar en la aprobación del diseño del sistema de almacenamiento y del contenedor de transporte como bulto B (U), y en la autorización de construcción, ejecución y puesta en marcha de la propia instalación de almacenamiento en el emplazamiento de la central. En todos los casos, el licenciamiento de los ATI se acompaña de la correspondiente evaluación del impacto ambiental (EIA), de acuerdo con la reglamentación medioambiental que transpone las Directivas Europeas al respecto.

La información sobre la gestión del combustible gastado fuera del emplazamiento se encuentra contenida en el quinto informe nacional de la Convención Conjunta, disponible en la web del OIEA y del Ministerio de Industria, Energía y Turismo de España.

19.8.3. Tratamiento acondicionamiento y almacenamiento de residuos radiactivos en el emplazamiento

Los residuos de baja y media actividad producidos en las centrales nucleares pertenecen a alguno de los siguientes tipos:

- Residuos del proceso: son materiales y reactivos químicos que intervienen en alguna de las fases del proceso de producción de la planta. A este grupo pertenecen, por ejemplo, los concentrados del evaporador, resinas de intercambio iónico, lodos de filtros.
- Residuos tecnológicos: constituidos fundamentalmente por material de laboratorio, material usado en el mantenimiento de equipos, guantes o ropas.

Teniendo en cuenta el acondicionamiento realizado, los bultos generados corresponden a residuos solidificados (resinas, concentrados, lodos), residuos sólidos compactables y no compactables y residuos inmovilizados (filtros).

Todos los bultos de residuos radiactivos de baja y media actividad acondicionados en las centrales nucleares están sometidos al proceso de aceptación previa por Enresa de forma que se garantice el cumplimiento de los criterios de aceptación en la instalación de almacenamiento definitivo del CA El Cabril.

A finales de 2014 se encontraban en los almacenes temporales de las centrales nucleares un total de 5.944 m^3 de residuos radiactivos acondicionados, con una ocupación de la capacidad de los

almacenes temporales de las CCNN en operación que varía considerablemente de unos emplazamientos a otros.

19.8.4. Actividades para mantener las cantidades de residuos generadas lo mínimo factible para el proceso de que se trate en términos de volumen y actividad

Desde mediados de los años noventa ha existido un Plan de Actuación de Reducción de Volumen entre Unesa y Enresa con objeto de disminuir la generación de residuos de baja y media actividad.

El primero de los Planes de Actuación se firmó en 1994. En años sucesivos se han ido implantando proyectos de reducción de volumen y se ha continuado con el desarrollo y ejecución de nuevas propuestas enfocadas a la optimización de la gestión de residuos radiactivos y a la reducción de las cantidades generadas. El acuerdo marco Unesa-Enresa se actualizó en 2007 (para adecuarlo a los criterios de aceptación del Centro de Almacenamiento de El Cabril) y en 2009 (inclusión de residuos radiactivos de muy baja actividad).

Tras la publicación del Real Decreto 102/2014, Enresa ha elaborado una nueva propuesta para la revisión del denominado Plan de Actuación de reducción de volumen, incluyendo cambios reglamentarios. Desde 2014 Enresa no ha iniciado el expediente de adjudicación de los proyectos en curso, aunque se ha continuado con el proceso de evaluación según el Acuerdo vigente.

19.8.5. Procedimientos establecidos para la desclasificación de los materiales radiactivos

En la reglamentación española, la autorización de desclasificación se tipifica como una actuación administrativa que hace posible que determinados materiales residuales con contenidos de radiactividad generados en las instalaciones nucleares, puedan ser gestionados por vías convencionales sin necesidad de controles reguladores posteriores en materia de seguridad y protección radiológica.

El CSN ha determinado mediante la aprobación de procedimientos de actuación comunes a todas las centrales nucleares, los criterios y las bases técnicas para la desclasificación de las siguientes corrientes de residuos:

- Chatarras metálicas (aprobado en 2001).
- Carbón activo (aprobado en 2002).
- Resinas de intercambio iónico gastadas (aprobado en 2002).
- Aceites usados (aprobado en 2003 y actualizado en 2009).
- Maderas (aprobado en 2006).

Las autorizaciones de desclasificación de residuos establecen los límites y condiciones que los titulares de las instalaciones deben cumplir para llevar a cabo estos procesos. Específicamente, en los límites y condiciones de las autorizaciones de desclasificación se determinan los siguientes aspectos: el alcance de la autorización, los niveles de desclasificación aplicables y la verificación de su cumplimiento, el destino de los materiales residuales desclasificados, los registros y la trazabilidad del proceso y la información periódica que los titulares deben remitir al CSN.

Se encuentra en tramitación por parte del Minetur el "Proyecto de Orden Ministerial por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en instalaciones nucleares", ligado a la Instrucción del CSN IS-31, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares. El último borrador del Proyecto tiene en cuenta la Directiva 2013/59 Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen las normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, y considera la desclasificación de los materiales resi-

duales así como los criterios radiológicos que deberán gobernar el proceso de autorización para que los materiales puedan gestionarse por las vías convencionales de eliminación, reciclado o reutilización.

19.8.6. Actividades de examen y control regulador

Las centrales nucleares en operación tienen autorizados sus Planes de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado y su contenido se ajusta a la guía de seguridad del CSN nº 9.3 Contenido y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares.

Por lo que se refiere a las actividades de control regulador de la gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares en operación y en desmantelamiento, se llevan a cabo las actuaciones de inspección incluidas en el Sistema Integrado de Supervisión de Centrales SISC, de acuerdo con el Plan Básico de Inspección, que en esta materia incluye dos procedimientos específicos dedicados a las actividades de desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo y a la gestión de residuos de baja y media actividad.

Este proceso es examinado e inspeccionado por el CSN y se fundamenta en el establecimiento de barreras para el control radiológico tanto a la salida de las zonas de generación y tratamiento de los residuos (1ª barrera de control) como a la salida de la instalación nuclear (2ª barrera de control) y en muchas ocasiones también a la entrada de las instalaciones de gestión de los residuos convencionales (3ª barrera de control).

Todo este conjunto de actividades de revisión y control regulador está dirigido a mejorar la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado en las centrales nucleares españolas asegurando que dicha gestión satisface los estándares internacionales de seguridad.

19.9. Declaración de Viena

En el ámbito de la declaración de Viena en este artículo se identifican claramente aspectos relacionados, como son el desarrollo y el mantenimiento de procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidente severo (artículo 19.4), revisadas y reforzadas en el caso de las centrales españolas como resultado de las pruebas de resistencia y análisis de situaciones d perdida de grandes áreas, con la incorporación de las guías de mitigación de daño extenso y la implantación de modificaciones de diseño para robustecer la instrumentación necesaria en condiciones de accidente severo, o la implantación de ESC redundantes o diversos de los existentes para hacer frente a situaciones más allá de las bases de diseño, incluidos accidentes severos.

En este sentido el marco regulador se ha visto reforzado con la nueva instrucción del Consejo IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos, a la que se han incorporado una parte importante de los nuevos niveles de referencia de WENRA del issue F (relativo a la extensión del diseño en centrales existentes) revisado tras Fukushima.

Otro aspecto muy relevante en relación con la declaración de Viena que se trata en este artículo es el del tratamiento de la experiencia operativa (19.7), procesos muy implantados en las centrales nucleares españolas y sometidos a control regulador por parte del CSN, con una amplia proyección internacional, tanto por parte de los titulares, que además de participar en numerosos foros se someten periódicamente a ejercicios de comparación por homólogos, a través de su participación en organizaciones como WANO. Todo ello con el ánimo de identificar potenciales problemas e identificar e implantar hasta donde sea razonablemente factible las mejores prácticas nacionales internacionales.

Todo ello se soporta con un alto nivel y capacitación técnica de las ingenierías y servicios de apoyo técnico, aspecto que se trata en el apartado 19.5. El correcto diseño, montaje, puesta en servicio y mantenimiento posterior de las modificaciones de diseño implantadas en las centrales necesita de las mejores ingenierías y servicios técnicos para llevarse a cabo adecuadamente en todo momento.

ANEXO 19.A

Dictamen técnico genérico sobre la renovación de la autorización de explotación

ASUNTO: INFORME FAVORABLE SOBRE LA RENOVACIÓN DE LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR DE _____

Con fecha _____, procedente del Ministerio de Industria, Energía y Turismo, se recibió en el CSN la solicitud de renovación de la autorización de explotación, por diez años, de CN. _____ (nº de registro de entrada _____), a la que se refiere el capítulo IV del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, presentada por el titular en cumplimiento de la disposición 2 de la Orden Ministerial de fecha_____ por la que se concede a CN_____ la Autorización de Explotación en vigor. La solicitud viene acompañada de la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) de la central, las revisiones en vigor de los Documentos Oficiales de Explotación y la revisión actualizada de los estudios del Análisis Probabilista de Seguridad.

Por parte del CSN se ha realizado un seguimiento y supervisión continuos de la explotación de la mencionada central durante el período de vigencia de la Autorización actual y del cumplimiento de las condiciones aplicables sobre seguridad nuclear y protección radiológica y se ha evaluado la Revisión Periódica de la Seguridad.

El CSN acordó en su reunión del día _____ emitir al titular una Instrucción Técnica Complementaria (ref. _____) en la que le requería el análisis de nueva normativa no incluida hasta ese momento en las bases de licencia de la central. El CSN consideró que del análisis de dicha normativa podía derivarse una modernización y mejora significativas de las condiciones de seguridad de la instalación. El titular presentó los análisis requeridos adjuntados a las cartas que se indican a continuación, junto con los planes de mejora resultantes:

— Relación de documentos remitidos por el titular cuyo contenido, al estar citado en este escrito, se incorpora a la Base de Licencia de la central.

En cumplimiento con dichos planes, el titular ya ha llevado a cabo mejoras en la Central que deberán completarse con las establecidas en las Condiciones anexas.

Así mismo, tras el accidente de la central de Fukushima [párrafo incorporado en el informe de la última renovación], el CSN ha emitido a los titulares de todas las centrales españolas Instrucciones Técnicas complementarias para que realicen las pruebas de resistencia acordadas en el marco de la Unión Europea y para que establezcan medidas para hacer frente a sucesos más allá de las bases de diseño que podrían implicar la pérdida de grandes áreas de la planta. CN _____, como todas las demás centrales, tendrá que llevar a cabo los análisis requeridos e implantar las medidas necesarias para reforzar la seguridad frente a situaciones extremas.

El Consejo de Seguridad Nuclear revisará los análisis y propuestas de los titulares de las centrales nucleares y podrá emitir nuevos requisitos si lo considera necesario.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de fecha _____, ha estudiado la solicitud del titular de la central nuclear de ___, así como los informes que, como consecuencia de las evaluaciones realizadas, ha efectuado la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear, y ha acordado emitir un dictamen favorable a la renovación de la autorización de explotación por un periodo de diez años, siempre que la explotación se ajuste a los límites y condiciones que se recogen en el Anexo. Este acuerdo se ha tomado en cumplimiento del apartado b) del artículo 2º de la Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y se remite a ese Ministerio a los efectos oportunos.

Madrid, fecha _____

EL PRESIDENTE

ANEXO 19.B

Límites y condiciones genéricos asociados a la renovación de la autorización de explotación

LÍMITES Y CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA ASOCIADOS A LA AUTORIZACIÓN DE EXPLOTACIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR ____

1. A los efectos previstos en la legislación vigente se considera como titular de la Autorización y explotador responsable de la, a las empresas, actuando como responsables solidarios.
2. La presente autorización de explotación faculta al titular para:
   2.1. Poseer y almacenar elementos combustibles de uranio ligeramente enriquecido, de acuerdo con los límites y condiciones técnicas contenidos en el Estudio de Seguridad de la Recarga de cada ciclo y con los límites y condiciones asociados a las Autorizaciones específicas de almacenamiento de combustible fresco e irradiado**.**
   2.2. Operar la central hasta la potencia térmica del núcleo de MWt.
   2.3. Poseer, almacenar y utilizar los materiales radiactivos, las sustancias nucleares y las fuentes de radiación necesarias para la explotación de la instalación.
3. La autorización se concede en base a los siguientes documentos**:**
   a) Estudio de Seguridad, Rev.
   b) Reglamento de Funcionamiento, Rev.
   c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, Rev.
   d) Plan de Emergencia Interior, Rev.
   e) Manual de Garantía de Calidad, Rev.
   f) Manual de Protección Radiológica, Rev.
   g) Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, Rev.

   La explotación de la central se realizará de acuerdo con los anteriores documentos, en la revisión vigente siguiendo el proceso de actualización que se indica a continuación.

   3.1. Las modificaciones o cambios posteriores de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y el Plan de Emergencia Interior , deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

   El Consejo de Seguridad Nuclear podrá eximir temporalmente el cumplimiento de algún apartado de los documentos mencionados en el párrafo anterior, informando a la Dirección General de Política Energética y Minas del inicio y de la finalización de la exención.

   3.2. Seis meses después del arranque tras cada parada de recarga, el titular realizará una revisión del Estudio de Seguridad que incorpore las modificaciones incluidas en la central desde el comienzo del ciclo anterior hasta el final de dicha recarga que no hayan requerido autorización según lo establecido en la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21 y los nuevos análisis de seguridad realizados. Esta nueva revisión será remitida, en el mes siguiente a su entrada en vigor, a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear.

   Las revisiones del Estudio de Seguridad correspondientes a las modificaciones que requieren autorización de la Dirección General de Política Energética y Minas, de acuerdo con la Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear IS-21, deberán ser autorizadas simultáneamente con las modificaciones.

   3.3. Las modificaciones al Reglamento de Funcionamiento pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, siempre que no supongan una reducción de los requisitos incluidos en la revisión vigente en relación con las funciones y responsabilidades sobre seguridad nuclear y protección radiológica que tiene asignadas la organización de explotación de la central, los programas de formación y reentrenamiento del personal o los informes, libros o registros previstos en él, en cuyo caso deben ser aprobados por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Reglamento de Funcionamiento deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

3.4. Las modificaciones del Manual de Garantía de Calidad pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular siempre que el cambio no reduzca los compromisos contenidos en el programa de garantía de calidad en vigor. Los cambios que reduzcan los compromisos deben ser apreciados favorablemente por el Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Se entiende por compromisos aquellos que figuran en el Manual de Garantía de Calidad vigente en forma de normas y guías aplicables, así como la propia descripción del programa reflejada en el contenido del Manual, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

Las revisiones del Manual de Garantía de Calidad deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

3.5. Las modificaciones del Manual de Protección Radiológica pueden llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que afecten a normas o criterios básicos de protección radiológica, según se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto. En estos casos se requerirá apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Manual de Protección Radiológica deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

3.6. Las modificaciones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado, podrán llevarse a cabo bajo la responsabilidad del titular, excepto en aquellos casos que se señalen en las instrucciones técnicas complementarias del Consejo de Seguridad Nuclear. En estos casos se requerirá la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su entrada en vigor.

Las revisiones del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado deberán remitirse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear en el plazo de un mes desde su entrada en vigor.

4. En el primer trimestre de cada año natural, el titular deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear informes sobre los siguientes aspectos, con el alcance y contenido que se especifique en las instrucciones técnicas complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

4.1. Experiencia operativa propia y ajena que sea de aplicación a la instalación, describiendo las acciones adoptadas para mejorar el comportamiento de la misma o para prevenir sucesos similares.

4.2. Medidas tomadas para adecuar la explotación de la central a los nuevos requisitos nacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica y a la normativa del país de origen del proyecto. En este último caso se incluirá un análisis de aplicabilidad a la central de los nuevos requisitos emitidos por el organismo regulador del país de origen del proyecto a centrales de diseño similar.

4.3. Resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental. La información incluida será la descrita en el apartado correspondiente del capítulo 6 “Normas Administrativas” de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

4.4. Resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, incluyendo un análisis de las tendencias de las dosis individuales y colectivas recibidas por el personal durante el año anterior.

4.5. Actividades del Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado que incluya las actividades referentes a los materiales residuales susceptibles de ser gestionados

como residuos convencionales, los residuos de muy baja actividad, los residuos de baja y media actividad, y los residuos de alta actividad, así como el combustible irradiado.

4.6. Actividades del programa de formación y entrenamiento de todo el personal de la central, cuyo trabajo puede impactar en la seguridad nuclear o la protección radiológica.

5. La salida de bultos de residuos radiactivos y materiales fisionables fuera del emplazamiento de la central, deberá comunicarse a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con, al menos, siete días de antelación a la fecha de salida. La salida de otros bultos radiactivos se comunicará en el plazo de 24 horas, desde la decisión del transporte y en cualquier caso con anterioridad a la realización del mismo. La salida de bultos radiactivos fuera del emplazamiento de la central quedará sometida al régimen de autorizaciones que establece la normativa vigente.

   Cuando el titular sea responsable de los transportes de material fisionable que tengan a la central como origen o destino, y no se requiera autorización de expedición de acuerdo a la reglamentación vigente sobre transporte de mercancías peligrosas, se deberá adicionalmente comunicar a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear la previsión de dichos transportes con tres meses de antelación a la fecha programada.

6. Con un mínimo de tres años de antelación a la expiración de la presente autorización de explotación, el titular podrá solicitar del Ministerio de Industria, Energía y Turismo una nueva autorización por un periodo de tiempo no superior a diez años. La solicitud irá acompañada de: (a) las últimas revisiones de los documentos a que se refiere la condición 3; (b) una Revisión Periódica de la Seguridad de la central, cuyo contenido se atenga a lo establecido en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN "Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares", revisión 1, (c) una revisión del estudio probabilista de seguridad; (d) un análisis del envejecimiento experimentado por los componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central y (e) un análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar.

   En caso de presentarse dicha solicitud, el titular deberá presentar al Consejo de Seguridad Nuclear, con un mínimo de un año de antelación a la expiración de la presente autorización de explotación, una actualización de los documentos citados.

7. Si durante el período de vigencia de esta autorización el titular decidiese el cese de la explotación de la central, lo comunicará a la Dirección General de Política Energética y Minas y al Consejo de Seguridad Nuclear con al menos un año de antelación a la fecha prevista, salvo que tal cese se deba a causas imprevistas o a resolución del Ministerio de Industria, Energía y Turismo. El titular deberá justificar la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación a que deben ajustarse las operaciones a realizar en la instalación desde el cese de la explotación hasta la concesión de la autorización de desmantelamiento, según se especifique en las Instrucciones Técnicas Complementarias que el Consejo de Seguridad Nuclear emita al respecto.

8. Durante el periodo de vigencia de esta Autorización, el titular llevará a efecto los Programas de Mejora de la Seguridad de la central identificados en la Revisión Periódica de la Seguridad realizada en apoyo de la solicitud de la presente Autorización, modificadas, en su caso, con las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emita al respecto.

   Así mismo, el titular llevará a cabo las propuestas de actuación contenidas en la documentación presentada en apoyo de la solicitud de renovación de la Autorización de Explotación relativas a la Revisión Periódica de la Seguridad y la Normativa de Aplicación Condicionada, en los plazos establecidos, así como las actuaciones comunicadas al titular como conclusión de la evaluación de la misma realizada por el CSN.

III. Conclusiones

España cumple satisfactoriamente las obligaciones de esta Convención de Seguridad Nuclear, tal y como se desprende de la información aportada en cada uno de los artículos de este séptimo informe.

En este capítulo de conclusiones se destacan, en primer lugar, los principales desarrollos normativos y compromisos completados por España en el periodo de enero de 2013 hasta diciembre de 2015. Así como los principales retos de futuro en el ámbito regulador nuclear, con el afán de resaltar los aspectos más destacados del periodo, dar una visión global de nuestros esfuerzos por la seguridad y responder al objetivo de autoevaluación que supone el presente informe. A continuación, se incluye un apartado en el que los titulares de las centrales nucleares españolas destacan los aspectos más relevantes durante el periodo objeto del informe nacional.

Atendiendo a las obligaciones derivadas de la Conferencia Diplomática celebrada en el año 2015, en el presente informe se incluye información sobre como España aplica los principios de seguridad incluidos en la Declaración de Viena sobre Seguridad Nuclear. Esta información se puede encontrar en el contenido de diversos artículos del informe, identificada bajo el epígrafe "Declaración de Viena"; y adicionalmente un resumen de las respuestas de España a los principios de dicha Declaración se incluye en el anexo I.

El número de instalaciones nucleares españolas no ha variado desde el Sexto Informe Nacional de la Convención sobre Seguridad Nuclear.

Desarrollo del marco regulador

Durante el periodo objeto de este informe se han aprobado y publicado las siguientes normas que inciden en el ámbito de la seguridad nuclear:

Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico.

Es el principal instrumento jurídico que regula en su conjunto el sector eléctrico, incluyendo la generación eléctrica de origen nuclear.

Ley 17/2015, de 9 de julio del Sistema Nacional de Protección Civil.

Propone reforzar los mecanismos que potencien y mejoren el funcionamiento de protección de los ciudadanos ante emergencias y catástrofes, y en cumplimiento del principio de solidaridad internacional.

Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos.

Real Decreto 1086/2015, de 4 de diciembre, por el que se modifica el Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas.

Adicionalmente, se han publicado las instrucciones del CSN en el ámbito de la seguridad nuclear que se relacionan en el Apartado 7.2.2 del presente informe. Destacan las editadas en este periodo como resultado de los compromisos de armonización adquiridos en el marco de la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA):

— Instrucción IS-36 del CSN, de 21 de enero de 2015, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares.

— Instrucción IS-37 del CSN, de 21 de enero de 2015, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares.

Cumplimiento de los retos identificados en la sexta reunión de revisión de la Convención sobre Seguridad Nuclear

En la sexta reunión de revisión de la Convención sobre Seguridad Nuclear, España recogió como retos identificados por las demás partes contratantes la necesidad de informar en este séptimo informe sobre las actuaciones que se han realizado por parte del Organismo regulador en relación con:

Mantener y mejorar el alto nivel técnico y profesional de conocimiento en el organismo regulador

En la actualidad el CSN está desarrollando un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, que se incorporará plenamente a su Sistema del Gestión y que empleará los elementos característicos de la gestión del conocimiento de los que ya dispone.

El proceso de gestión del conocimiento del CSN, abordará los aspectos básicos del modelo de la OIEA. Se estructura como un proceso trasversal, cuyas etapas son:

- Identificación de las capacidades que necesita el CSN para desempeñar su misión
- Evaluación periódica de los recursos disponibles en el CSN
- Evaluación permanente de las lagunas, carencias y pérdidas de información, documentación y conocimiento del CSN
- Programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades
- Plan de comunicación interna para asegurar la diseminación y accesibilidad del conocimiento y la información
- Programa de evaluación independiente y revisión periódica del proceso

Actualmente el CSN se encuentra inmerso en el desarrollo del programa de preservación del conocimiento.

Establecer un plan de trabajo para incorporar dentro de la legislación española los nuevos niveles de referencia de WENRA establecidos tras el accidente de Fukushima Daiichi

El proceso de armonización con los niveles de referencia revisados tras Fukushima se está llevando a cabo de acuerdo con el programa y el calendario establecido por el grupo de trabajo de armonización de reactores. De acuerdo con este programa, en octubre de 2015 finalizó el proceso de autoevaluación, que dio lugar a la elaboración del plan de acción asociado. La incorporación de los niveles de referencia de WENRA revisados tras Fukushima tiene un impacto pequeño en el marco regulador español y en las centrales españolas, debido a muchos de los nuevos requisitos de WENRA ya fueron incorporados por el CSN en las Instrucciones Técnicas Complementarias (instrucciones de carácter mandatorio) emitidas a todas las centrales nucleares (y a otras instalaciones nucleares) como consecuencia del accidente de Fukushima. Adicionalmente, las dos nuevas instrucciones del Consejo emitidas en el periodo que cubre este informe (publicadas en febrero de 2015) han incorporado también muchos de los niveles de referencia revisados. Los resultados de la autoevaluación y el plan de acción de todos los países miembros se está sometiendo a un proceso de revisión interpares a lo largo de 2016.

A fecha 31 de diciembre de 2015, de los 330 niveles de referencia de WENRA vigentes (incluidos los revisados tras Fukushima) estaban incorporados en la reglamentación española el 96,4 %. Los 12 niveles de referencia restantes están en proceso de armonización.

Revisión de la caracterización sísmica de los emplazamientos de las centrales nucleares españolas de acuerdo con las normas internacionales más avanzadas.

El CSN emitió en 2015 una Instrucción Técnica Complementaria a todos los titulares de centrales nucleares en la que se requiere la realización de una reevaluación del riesgo sísmico de cada emplazamiento, para la cual se analizarán datos de carácter geológico y paleosísmico que permitan caracterizar las posibles fallas capaces o sismogénicas existentes. El proceso se ha iniciado ya y se está realizando, de modo conjunto para todos los emplazamientos, cumpliendo con los criterios de análisis más actualizados a nivel internacional (metodología SSHAC, nivel 3) y con una amplia participación a nivel nacional e internacional.

Finalizar la revisión y desarrollo de los procedimientos e instrucciones incluidos en la organización en emergencias del CSN

El CSN dispone de un Plan de Actuación ante Emergencias (PAE), incluyendo la Organización de Respuesta ante Emergencias, que recoge las funciones, recursos y procedimientos básicos de actuación de sus órganos directivos y técnicos, sus interacciones y las directrices generales sobre su formación y entrenamiento.

El CSN ha completado el Manual de Procedimientos para Emergencias del CSN, con la edición de nuevos procedimientos. Así mismo ha desarrollado el Plan de Medición, Evaluación y Control radiológico en emergencias.

Enmarcado en el proceso de revisión de normativa que se está llevando a cabo en España (dentro del proceso de transposición de Directivas comunitarias al marco jurídico nacional), en relación con la gestión de emergencias se está revisando el PAE, como ya se apuntó en el sexto informe de la Convención. En este momento ya se han identificado una serie de aspectos de mejora en los que se está trabajando, especialmente en lo relativo al refuerzo de la organización para responder adecuadamente a los requerimientos de información en caso de emergencias por parte de las organizaciones internacionales y países vecinos.

Actualizar el tratamiento de los elementos transversales (factores humanos y organizativos, y cultura de seguridad) en el Sistema de Gestión Integrada (SISC)

El CSN en el año 2014 completó el desarrollo de una sistemática para la incorporación al SISC de aquellos aspectos organizativos y culturales (supervisión de componentes transversales) que pudieran tener impacto en la seguridad nuclear, mediante la asignación de componentes transversales a los hallazgos de inspección.

En julio de 2014 se inició la aplicación piloto de la supervisión de los componentes transversales. La aplicación oficial de la supervisión de compontes transversales del SISC se ha iniciado en abril de 2016, una vez completada la valoración de la aplicación piloto e incorporados al sistema de supervisión los cambios resultantes de ella. Durante este periodo se ha validado la metodología y familiarizado a los inspectores con el uso de la misma; así mismo los resultados de la supervisión de estos componentes transversales han sido analizados en las evaluaciones trimestrales del SISC y transmitidos a los titulares de las centrales.

Con ello el CSN ha cumplido el compromiso identificado en la sexta reunión de revisión de la Convención sobre Seguridad Nuclear en esta materia.

Retos futuros del Organismo regulador de España

El CSN, desde su creación en 1980, ha desempeñado sus funciones de acuerdo con lo previsto en su ley de creación para proteger a los trabajadores, la población y el medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, consiguiendo que las instalaciones nucleares y radiactivas sean operadas por los titulares de forma segura, y estableciendo las medidas de prevención y corrección frente a emergencias radiológicas, cualquiera que sea su origen.

Asimismo, ha priorizado su presencia internacional en todos los foros de relevancia en el ámbito de la seguridad nuclear y la protección radiológica, colaborando activamente en aspectos de cooperación técnica y asistencia a otros organismos reguladores.

De cara al futuro, se trata de consolidar y reforzar lo ya conseguido, preparándose asimismo para los nuevos retos.

Por ello, el CSN se plantea como reto fundamental el mantenimiento del conocimiento técnico y profesional (*know-how),* así como la adquisición de nuevas competencias requeridas por los nuevos desarrollos tecnológicos.

Concretamente, en el futuro más inmediato, deberán abordarse los siguientes temas:

- **Misión IRRS**

  Durante el próximo bienio el CSN va a estar inmerso en la preparación y realización de la misión interpares IRRS, que se llevará a cabo en el año 2018, dando cumplimiento al artículo 8 (apartado 1 de "revisiones por homólogos") de la Directiva 2014/87. A lo largo del año 2017 se llevará a cabo la autoevaluación y la elaboración del subsiguiente plan de acción. Se considera un reto por la importancia que tiene el desarrollo de esta segunda misión IRRS, así como por el esfuerzo necesario para llevarla a cabo, que debe ser compaginado con las actividades de licenciamiento, supervisión y control rutinarias.

- **Temas de licenciamiento ligados a la operación a largo plazo**

  En el próximo periodo de renovación de las autorizaciones de explotación, todas las centrales nucleares españolas superarán los 40 años previstos en el diseño original. La reglamentación emitida por el Consejo a través de las Instrucciones y guías de seguridad, contempla la transición a la operación a largo plazo, y además el CSN ya cuenta con una experiencia de licenciamiento en este terreno (renovación de la AE de CN SM Garoña en 2009). No obstante se considera un reto para el CSN debido a la coincidencia temporal de los procesos de licenciamiento asociados a la solicitud de renovación y a la dedicación necesaria para llevarlos a cabo.

- **Completar implementación de Niveles de Referencia de Wenra**

  España participa activamente en WENRA a través de los grupos de trabajo de armonización de reactores (RHWG) y residuos y desmantelamiento (WGWD). Como ya se ha indicado, el proceso de armonización con los niveles de referencia revisados tras Fukushima se está llevando a cabo de acuerdo con el programa y el calendario establecido por el RHWG. La consecución de este programa y la realización de las actividades derivadas de la participación en WENRA supone un reto para el CSN debido al firme compromiso del CSN con esta asociación y a la elevada dedicación de recursos que requiere para ello.

- **Trasladar a la legislación española la directiva de Seguridad Nuclear**

  La trasposición de la directiva se está llevando a cabo mediante la elaboración de un nuevo Real Decreto sobre seguridad nuclear en el que se recogerá, no solo el articulado de la directiva aplicable a las instalaciones, sino los principios básicos en materia de seguridad nuclear. Se

considera un reto porque la elaboración de este RD supondrá a su vez la revisión de un número importante de instrucciones del Consejo.

La implantación de esta directiva conlleva la realización periódica de revisiones interpares sobre un tópico en materia de seguridad nuclear. El primer ejercicio de este tipo será sobre gestión del envejecimiento (aging management); de acuerdo con los términos de referencia aprobados por ENSREG, el informe nacional se emitirá antes de finalizar 2017 y la revisión interpares se llevará a cabo en la primavera 2018.

- **Trasladar a la legislación española la Directiva de normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de exposición a radiaciones ionizantes**

  Esta directiva agrupa en un único documento las cinco existentes hasta la fecha relacionadas con temas de protección radiológica y que fueron incorporadas en su momento en diversos documentos del marco regulador español. Esto hace que su transposición suponga una tarea compleja en la que se ven involucrados diversos Ministerios. Para llevar a cabo dicha transposición se constituyó un grupo de coordinación en el que participan los Ministerios afectados y el Consejo de Seguridad Nuclear.

  La directiva supone importantes retos en diversos temas, por lo que además de los análisis internos, se están celebrando reuniones y workshops en los que los países de la UE están compartiendo su aproximación y experiencia para abordar la implantación de los requisitos establecidos.

  La directiva deberá estar transpuesta a las legislaciones nacionales de los Estados Miembros antes del 6 de febrero de 2018.

- **Emergencias**

  Los requisitos en materia de emergencias contemplados en la nueva directiva europea, así como la incorporación de las tendencias y recomendaciones internacionales y las lecciones aprendidas post-Fukushima, constituyen un importante reto pues implica un ambicioso proceso de revisión de la normativa y de los criterios aplicables a la gestión de emergencias. Este proceso culminará con la publicación e implantación del nuevo Plaben que se está elaborando mediante la colaboración del CSN y la Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior.

- **Gestión del Conocimiento**

  Como ya se ha indicado el CSN está desarrollando un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, que se incorporará plenamente a su Sistema del Gestión y que empleará los elementos característicos de la gestión del conocimiento de los que ya dispone.

  Actualmente el CSN se encuentra inmerso en el desarrollo del programa de preservación del conocimiento, que es solo una parte del modelo de gestión de conocimiento, y el reto para el CSN es integrar este modelo en el Sistema de Gestión.

- **Cultura de Seguridad del Regulador**

  El CSN considera que la existencia de una adecuada cultura de seguridad en el organismo regulador es importante, debido, entre otras razones, al efecto (tanto positivo como negativo) que pueden tener sus decisiones en la industria y en los responsables de la seguridad nuclear. Existe un compromiso del organismo para implantar los principios básicos de cultura de seguridad en el CSN, así como las herramientas adecuadas para su desarrollo a todos los niveles de la organización. Se ha constituido un grupo de trabajo para desarrollar estos aspectos.

España considera que la eficacia, la competencia, independencia efectiva, la transparencia y la comunicación son elementos fundamentales para el desarrollo de una regulación de la seguridad nuclear clara, consistente y eficaz, y considera necesario el objetivo de promover que las partes contratantes de la Convención sobre Seguridad Nuclear los apliquen y reporten adecuadamente.

Conclusiones desde el punto de vista de los titulares

Los titulares de las centrales nucleares españolas tienen la responsabilidad de producir energía eléctrica de forma segura, fiable, económica y respetuosa con el medio ambiente. A lo largo de este informe se ha expuesto, siguiendo el articulado de la Convención, en qué medida las actividades realizadas y medidas implantadas por los titulares en el desarrollo de su responsabilidad, dan al tiempo cumplimiento a las obligaciones establecidas por la Convención.

A continuación, a modo de resumen, se destaca lo más significativo:

- Durante el periodo objeto del informe todo el parque nuclear español se ha comportado de manera segura, no habiéndose reportado ningún incidente con impacto en las personas o el medio ambiente, como lo demuestra la evolución de la matriz de acción del SISC.
- La central de Santa Maria de Garoña ha permanecido en situación de cese de explotación durante el periodo del informe, habiendo solicitado en mayo de 2014 la renovación de la autorización de explotación hasta 2031, año en el que alcanzaría los 60 años de vida operativa. Para poder informar favorablemente sobre esta nueva solicitud, en julio de 2014, el CSN impuso condiciones adicionales a las exigidas con ocasión de la anterior solicitud de renovación en 2009. Desde entonces la central ha estado desarrollando las nuevas mejoras requeridas y elaborando los nuevos estudios exigidos.
- La central de Trillo obtuvo la renovación de su autorización de explotación que estará vigente hasta 2024.
- La posición de los titulares de las autorizaciones de explotación respecto de la operación de las centrales nucleares es seguir solicitando las renovaciones de la citadas licencias siempre que, garantizada su seguridad, su operación sea viable económicamente teniendo en cuenta, tanto condicionantes internos como externos.
- Ha continuado el proceso de implantación de las medidas de incremento de márgenes de seguridad (medidas post-Fukushima), en todas las centrales, según requieren las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emitió al efecto a cada una de ellas.

  La mayor parte de las medidas denominadas "del corto y del medio plazo" ya han sido implantadas, mientras que las medidas denominadas "de largo plazo", lo serán en los próximos meses; éstas se refieren fundamentalmente a la construcción de los respectivos Centros Alterativos de Gestión de Emergencias (CAGE) en cada emplazamiento, al montaje de los Sistemas de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC) en cada reactor y a la instalación de los Recombinadores Pasivos Catalíticos de Hidrógeno (PAR) en cada contención que aplique.

  Además de las medidas ya mencionadas en el informe anterior y de las previstas a largo plazo ya mencionadas, cabe destacar:

  — Adquisición de equipos portátiles (generadores diésel y bombas), almacén para ubicarlos e instalación de interfases con los sistemas existentes, disposición de helipuertos y definición de una nueva organización de emergencias.

  — Comprobación de la recuperación de tensión desde centrales hidráulicas cercanas con protocolos de apoyo a las centrales nucleares.

  — Elaboración de las nuevas Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE) y de las nuevas Guías de Emergencia con Daño Extenso (GEDE).

— Establecimiento y validación de mecanismos de colaboración de las CCNN con la UME (Unidad Militar de Emergencias) para facilitar su colaboración durante emergencias.

- Unesa y el conjunto de las centrales nucleares españolas promueven activamente el intercambio de experiencia con el ánimo de establecer acciones correctivas que conduzcan a la excelencia en la operación. Durante el periodo del informe, las CCNN han participado en numerosas actividades de intercambio y análisis de experiencia operativa, tanto a nivel nacional, como a nivel internacional. Cabe destacar la recepción de 8 revisiones por pares de WANO durante el periodo, dos de los cuales fueron *Corporate Peer Reviews* y la participación en 41 misiones interpares y en 26 misiones técnicas.
- Varias de las Instrucciones del Consejo (IS), bien en este periodo o en el anterior, han requerido la implantación de mejoras en las instalaciones, lo que ha supuesto un esfuerzo considerable de adaptación. Entre las citadas IS caben mencionar la IS-30 (de protección contra incendios), la IS-25 (de realización de una gama completa de Análisis Probabilísticos de Seguridad), la IS-32 (sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento), la IS-36 (sobre POEs y GAS) o la IS-37 (de análisis accidentes base de diseño). Por su complejidad técnico-científica y por su volumen, cabe destacar el comienzo de los trabajos de implementación de las Instrucciones Técnicas Complementarias que requieren las re-evaluaciones sísmicas de los emplazamientos, que está previsto se prolonguen hasta el año 2020.
- Todas las centrales han implementado modificaciones de diseño adicionales a las ya mencionadas post-Fukushima que tienen su origen en los requisitos impuestos por el CSN con motivo de la concesión de las últimas renovaciones de las Autorizaciones de explotación y están descritas en el informe. Solo a modo de ejemplo, pueden mencionarse la instalación de los Paneles de Parada Alternativa en las unidades I y II de Almaraz para garantizar la parada segura tras un incendio en la sala de cables o en la sala de control; la sustitución del sistema SPDS (*Safety Parameter Display System*) del ordenador de proceso de Ascó; el conjunto de las actuaciones encaminadas a la reducción de dosis operacionales, en Cofrentes; la sustitución de los trasformadores principales, en Vandellós II; la implantación efectiva de la estrategia de purga y aporte del primario, en Trillo o las mejoras en la separación de cables y componentes de los sistemas redundantes necesarios para parada segura en caso de incendio, en Garoña.
- Todo lo mencionado anteriormente sitúa al parque nuclear español en las condiciones adecuadas para afrontar con una garantía razonable la operación a largo plazo de las mismas, periodo en el que entrarán a comienzos de la próxima década.

ANEXO I

Información sobre aplicación de los principios de la Declaración de Viena

España como Estado miembro de la Unión Europea tiene obligación de cumplir las disposiciones contenidas en la Directiva 2014/87/Euratom del Consejo de 8 de julio de 2014 por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares. En el artículo 8 de esta Directiva se establecen objetivos de seguridad de las instalaciones nucleares que son completamente consistentes con los principios de la Declaración de Viena. El contenido de estas disposiciones incluidas en el marco legislativo europeo es el siguiente:

1. *Los Estados miembros garantizarán que el marco nacional de seguridad nuclear exija que las instalaciones nucleares se diseñen, emplacen, construyan, pongan en servicio, exploten y desmantelen con el objetivo de prevenir accidentes y, en caso de producirse un accidente, de atenuar sus consecuencias, y evitar:*
   a) *emisiones radiactivas tempranas que necesitaran medidas de emergencia fuera del emplazamiento pero sin disponer de tiempo suficiente para aplicarlas;*
   b) *grandes emisiones radiactivas que necesitaran medidas de protección de la población que no podrían estar limitadas en el tiempo o en el espacio.*
2. *Los Estados miembros garantizarán que el marco nacional exija que el objetivo establecido en el apartado 1:*
   a) *se aplique a las instalaciones nucleares para las que se conceda una licencia de construcción por primera vez desde el 14 de agosto de 2014;*
   b) *se utilice como referencia para la aplicación oportuna de mejoras de seguridad razonablemente factibles de las instalaciones nucleares existentes, incluso en el marco de las revisiones periódicas de seguridad tal como se definen en el artículo 8 quater, letra b).*

España como Estado Miembro de la Unión Europea está en la obligación de adoptar antes del 15 de agosto de 2017 las disposiciones legales, reglamentarias y administrativas necesarias para dar cumplimiento a lo establecido en dicha Directiva, por lo cual en el momento de elaboración de este informe está en el proceso de transposición de dicha normativa comunitaria, tal y como se informa en el apartado 7.1.2. de este informe.

Por otro lado hay que tener en cuenta que en septiembre de 2014 WENRA publicó los nuevos niveles de referencia tras su revisión como consecuencia del accidente de la central nuclear de Fukushima. Los niveles de referencia que se han visto afectados son consistentes con los principios recogidos en la Declaración de Viena.

El proceso de armonización con los niveles de referencia revisados tras Fukushima se está llevando a cabo de acuerdo con el programa y el calendario establecido por el grupo de trabajo de armonización de reactores de WENRA. Está previsto que el proceso concluya en diciembre de 2017.

Por otra parte, a lo largo del informe, en paralelo con la justificación del cumplimiento de los diferentes artículos de la Convención, se identifican también los aspectos que inciden en el cumplimiento por parte de España de los principios de la Declaración de Viena. A continuación se realiza una recopilación resumida de dichos aspectos.

En el caso de España, los artículos 14 y 18 son probablemente los más importantes en cuanto a la justificación del cumplimiento de los compromisos derivados de la Declaración de Viena, especialmente en lo que concierne al primer principio: *el diseño, la selección del emplazamiento y la construcción de las centrales nucleares nuevas serán consecuentes con el objetivo de prevenir accidentes durante la puesta en servicio y la explotación y, si se produjese un accidente, de mitigar las emisiones de radionucleidos que puedan causar contaminación a largo plazo fuera del emplazamiento, así como de evitar emisiones radiactivas tempranas o emisiones radiactivas suficientemente grandes como para requerir acciones y medidas protectoras a largo plazo.*

En España no existen previsiones en cuanto a la construcción de nuevas centrales nucleares, pero se entiende que el principio aplica plenamente, en cuanto a modificaciones de diseño y operación, a las centrales existentes. De hecho, gran parte de las actuaciones emprendidas a raíz del accidente de Fukushima están alineadas con este principio. Se entiende que los otros dos principios refuerzan la aplicación del primero a las centrales en operación, desde la doble perspectiva de las evaluaciones de seguridad y de la consideración de los estándares del OIEA y de las buenas prácticas internacionales,

procesos o aspectos que conducen a la propuesta de mejoras en el diseño y operación de las centrales, de acuerdo con el primer principio.

En el apartado 6.1 del informe se detallan las incidencias significativas para la seguridad ocurridas en las centrales nucleares españolas en el periodo del informe y las medidas de respuesta tanto por parte de los titulares como, cuando ha sido necesario, del CSN. En general, se concluye que, en todas las incidencias ocurridas, el titular ha identificado las causas y ha establecido las acciones correctoras oportunas. Los procesos de respuesta ante las incidencias significativas para la seguridad establecidos tanto por los titulares como por el CSN constituyen en sí mismos mecanismos sistemáticos de evaluación y revisión de la seguridad, de los cuales resultan mejoras en el diseño y/u operación de las centrales. Asimismo, se destaca que todos los sucesos notificables se clasifican de acuerdo con la escala INES.

En el apartado 6.2 se exponen las mejoras para la seguridad específicas de cada central implantadas en el periodo de este informe. Muchas de estas acciones contribuyen al objetivo de mejorar el diseño para prevenir accidentes y mitigar las emisiones de radiactividad en caso de que un accidente ocurra. La mayor parte de estas mejoras surgen como resultados de las RPS y NAC, que constituyen procesos periódicos, exhaustivos y sistemáticos, perfectamente establecidos y consolidados, y que se llevan a cabo de acuerdo con los estándares del OIEA y otras buenas prácticas adquiridas con la experiencia acumulada y el intercambio con pares.

En el apartado 6.4 se explica que la justificación de la continuidad de la operación de las centrales se sustenta en los programas establecidos de revisión continua y periódica de la seguridad, destacando entre éstos la RPS y la NAC.

En el apartado 9.1 se citan disposiciones legales que establecen la obligación de los titulares de estudiar y, en su caso, implantar mejoras para la seguridad basadas en el estado del arte de las tecnologías y las mejores prácticas; así como la potestad del CSN para requerir a los titulares mejoras en seguridad (p.e., en el diseño de las plantas).

Los informes periódicos sobre diversos aspectos de seguridad descritos en 9.2 y 9.3, que los titulares deben elaborar y el CSN supervisa, constituyen mecanismos complementarios de evaluación periódica y sistemática de la seguridad, de los que pueden surgir propuestas de mejora.

En el apartado 9.5 se detallan los mecanismos que garantizan la adecuada gestión de un accidente en el emplazamiento y las medidas para reducir sus consecuencias, básicamente las emisiones de radiactividad al exterior.

En el apartado 10.1 se especifican las disposiciones reglamentarias que requieren que los titulares analicen las mejores prácticas en materia de seguridad para su potencial implantación. En el apartado 10.2 se explica que en los Planes de Actuación de cada titular se identifican y concretan las actividades de mejora de la seguridad, y que los procesos internos de los titulares, tales como los programas de gestión de acciones correctivas, disponen de mecanismos de priorización de las acciones de mejora, basados en la importancia para la seguridad.

En estos apartados y en el 10.3 se describen diversos programas y actividades importantes de los titulares en materia de evaluaciones periódicas y sistemáticas de aspectos de seguridad, tales como los programas de auto-evaluación; las evaluaciones internas independientes, que incluyen las auditorías de calidad, las supervisiones independientes, las evaluaciones de los comités de seguridad nuclear, del comité Alara y de otros comités del titular; las evaluaciones externas, destacando las realizadas por WANO (peer reviews) y por el OIEA (misiones OSART y otras); los programas de evaluación de la experiencia operativa interna y externa; y las evaluaciones internas y externas de cultura de seguridad. Asimismo, se ponen de relieve los mecanismos establecidos por los titulares para adquirir y compartir las mejores prácticas y lecciones aprendidas, con organizaciones como WANO, los grupos de propietarios BWROG y PWROG, EPRI o NEI.

En el apartado 10.4 se mencionan, entre las medidas implantadas en el propio organismo regulador para garantizar la prioridad de la seguridad, algunos elementos que contribuyen al logro de los principios de la Declaración de Viena, tales como los procesos existentes para establecer requisitos de mejora continua de la seguridad de las instalaciones (p.e., a través de los resultados de las RPS). En este sentido, se destaca el proceso específico seguido tras el accidente de Fukushima, muchas de cuyas acciones de mejora requeridas están en línea con los principios de la Declaración de Viena.

Asimismo, se destaca el objetivo estratégico del CSN de disponer de prácticas reguladoras homologables a las de los países más avanzados, para lo cual también a nivel regulador existen los mecanismos pertinentes para compartir y adquirir las mejores prácticas. También se destacan los procesos internos del CSN que están sometidos a auditoría independiente; el programa de auditorías del CSN constituye un mecanismo de revisión periódica y sistemática.

En el apartado 11.2 se detalla que se han incorporado a los programas de formación inicial y continua, aquellos requisitos de formación y cualificación derivados de la implantación de mejoras en las centrales nucleares después del accidente de Fukushima, con una componente de formación práctica elevada.

En el apartado 12.3 se describe como se han establecido planes para el fortalecimiento de las expectativas de comportamiento, de la cultura de seguridad, y en programas de organización y factores humanos en centrales nucleares. Adicionalmente, también se explica cómo se realiza la evaluación de estos planes de forma periódica.

En cuanto al principio 3, los subapartados 14.2.1 y 14.3.1 explican en detalle el marco regulador por el cual se requiere a las centrales la realización de evaluaciones de seguridad exhaustivas y periódicas y la implantación de las mejoras que sean razonablemente factibles, destacando la IS 21 en lo que se refiere al tratamiento de las modificaciones de diseño y la IS 26 en lo que se refiere a la realización de las revisiones periódicas de la seguridad. Destacar que la guía de seguridad GS 1.10, que establece las directrices para la realización de las RPS por parte de los titulares, está actualmente en revisión para adaptarla a la guía SSG-25 "Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants" del OIEA. El CSN tiene previsto que la próxima central que deba realizar la RPS pueda efectuarla siguiendo la nueva guía.

Lo indicado en los subapartados 14.2.2 y 14.2.3 claramente se incluye bajo el principio 2 de la conferencia de Viena, en relación con la realización periódica y ordinaria de evaluaciones de seguridad exhaustivas y sistemáticas y la implantación de mejoras en seguridad razonablemente factibles.

Destacar que como resultado de las RPS así como de la realización de las pruebas de resistencia y análisis de situaciones de pérdida de grandes áreas, en las centrales nucleares españolas se han implantado mejoras en seguridad en diferentes ámbitos, como se detalla en el apartado 14.5.

En el apartado 17.1 se explica que en cumplimiento con la Instrucción del Consejo IS 26, y siguiendo las recomendaciones contenidas en la Guía de Seguridad 1.10 del CSN Revisiones *periódicas de la seguridad de las CC.NN.*, las centrales nucleares españolas vienen realizando revisiones periódicas de la seguridad cada diez años (RPS) que incluyen, en su alcance y objetivos, aspectos del emplazamiento; en particular, dentro de los programas de evaluación continua de la seguridad y de aplicabilidad de los cambios habidos en la normativa en el periodo decenal que corresponda.

En el subapartado 17.3.1 se destaca la emisión en 2015, por parte del CSN, de una ITC a todos los titulares de centrales nucleares para la reevaluación de la caracterización sísmica de los emplazamientos, según lo previsto en el Plan Nacional de Acción post-Fukushima. e En el apartado 17.4 se describen las relaciones de España con otras partes contratantes con el objetivo fundamental de intercambiar experiencias y conocimiento técnico y regulatorio en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, y fomentar la cooperación entre autoridades reguladoras.

El apartado 18.1, dedicado a la aplicación de los principios de defensa en profundidad, recoge las disposiciones normativas referentes al diseño de las centrales, incluyendo las normas emitidas por el CSN en el periodo del informe, entre las que destacan, a estos efectos, la Instrucción IS-36 sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos, y la Instrucción IS-37 sobre análisis de accidentes base de diseño. Asimismo, se analiza la aplicación de los principios de defensa en profundidad recogidos en la Instrucción IS-26, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear, a las centrales españolas, explicando y justificando cómo se garantizan dichos principios.

Particularmente importante desde esta perspectiva son los subapartados 18.1.4, donde se detallan las medidas aplicadas en el diseño para prevenir accidentes más allá de las bases de diseño y para mitigar las consecuencias radiológicas en caso de ocurrencia de este tipo de accidentes; y 18.1.5, donde se expone lo concerniente a las medidas para preservar la integridad de la contención, en particular frente a situaciones con sucesos naturales extremos. En el caso de España, la gran mayoría de estas medidas se enmarcan en las acciones de respuesta tras el accidente de Fukushima y en el

programa de actuación ante accidentes con pérdidas de grandes áreas de la central (ambos programas se han desarrollado en España de forma simultánea y coordinada). Se detallan las principales modificaciones de diseño realizadas y en curso en cada central con el objetivo de mejorar la seguridad de las centrales.

Frecuentemente, las mejoras en los diseños necesarias para el desarrollo del primer principio de la Declaración de Viena comportan la implantación de nuevas tecnologías y metodologías. En el apartado 18.2 se exponen las medidas adoptadas para garantizar la adecuada y segura implantación de estas tecnologías y metodologías en las centrales nucleares españolas. Asimismo, se enumeran las modificaciones más importantes implantadas en este ámbito en las centrales españolas en el periodo del informe.

Un aspecto clave en la implantación de las modificaciones de diseño, y en especial en aquéllas con alto impacto en la seguridad, como son las relacionadas con el desarrollo del primer principio de la Declaración de Viena, es la consideración de los factores humanos y los aspectos asociados a la interacción hombre-máquina en el desarrollo e implantación de las modificaciones, y en la posterior operación de la planta. La consideración de estos aspectos en las centrales españolas para garantizar una operación fiable y segura se resume en el apartado 18.3.

En el apartado 19.4 se identifican claramente aspectos relacionados con la declaración de Viena, como son el desarrollo y el mantenimiento de procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidente severo, revisadas y reforzadas en el caso de las centrales españolas como resultado de las pruebas de resistencia y análisis de situaciones de pérdida de grandes áreas, con la incorporación de las guías de mitigación de daño extenso y la implantación de modificaciones de diseño para robustecer la instrumentación necesaria en condiciones de accidente severo, o la implantación de estructuras, sistemas y componentes redundantes o diversos de los existentes para hacer frente a situaciones más allá de las bases de diseño, incluidos accidentes severos.

En este sentido el marco regulador se ha visto reforzado con la nueva instrucción del Consejo IS 36, sobre procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos, a la que se han incorporado una parte importante de los nuevos niveles de referencia de WENRA del issue F (relativo a la extensión del diseño en centrales existentes) revisado tras Fukushima.

Otro aspecto muy relevante en relación con la declaración de Viena que se trata en el apartado 19.7 es el del tratamiento de la experiencia operativa, proceso muy implantado en las centrales nucleares españolas y sometido a control regulador por parte del CSN, con una amplia proyección internacional, tanto por parte de los titulares, que además de participar en numerosos foros se someten periódicamente a ejercicios de comparación por homólogos, a través de su participación en organizaciones como WANO. Todo ello con el ánimo de identificar potenciales problemas e identificar e implantar hasta donde sea razonablemente factible las mejores prácticas nacionales e internacionales.

Todo ello se soporta con un alto nivel y capacitación técnica de las ingenierías y servicios de apoyo técnico, aspecto que se trata en el apartado 19.5. El correcto diseño, montaje, puesta en servicio y mantenimiento posterior de las modificaciones de diseño implantadas en las centrales necesita de las mejores ingenierías y servicios técnicos para llevarse a cabo adecuadamente en todo momento.

Convención sobre Seguridad Nuclear

Séptimo Informe Nacional

Agosto 2016

ESPAÑA